



Universidad de Valladolid



**ESCUELA DE INGENIERÍAS
INDUSTRIALES**

UNIVERSIDAD DE VALLADOLID

ESCUELA DE INGENIERIAS INDUSTRIALES

Grado en Ingeniería Eléctrica

**La problemática de los Residuos de Alta Actividad: El Almacén
Temporal Centralizado (ATC). Una posible solución**

Autor:

Fernández Izquierdo, Mario

Tutor:

**Álvarez Garrote, Santiago
Dpto. de Ciencia de los Materiales**

Valladolid, Enero de 2017



Resumen

El combustible nuclear gastado procedente de las centrales nucleares presenta una serie de problemas que dificultan su gestión. En el presente trabajo se analizan estos problemas y se exponen las opciones de tratamiento existentes y en fase de investigación. Dentro de estas opciones, el estudio se centrará concretamente en el análisis del Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC) como posible solución, haciendo especial hincapié en la instalación prevista para nuestro país en el municipio conquense Villar de Cañas.

Palabras clave

Combustible nuclear gastado, Residuo radiactivo de alta actividad, Radiación ionizante, ATC, Villar de Cañas.



ÍNDICE

Listado de Figuras	7
Listado de Tablas	9
Listado de Gráficos	9
1. Objetivos del trabajo y estructura de la memoria	11
1.1. Objetivos	11
1.2. Estructura de la memoria	11
2. Generalidades sobre energía nuclear	12
3. Situación actual de la energía nuclear	22
3.1. Situación a nivel internacional	22
3.2. Situación a nivel nacional	28
4. Residuos radiactivos	31
4.1. Concepto de residuo radiactivo	31
4.2. Clasificación de los residuos radiactivos	34
4.3. Origen de los residuos radiactivos	41
4.4. El combustible nuclear gastado (CG). Problemática	43
4.5. Tratamiento del combustible nuclear gastado (CG)	58
4.5.1. Ciclos del combustible nuclear	58
4.5.2. Almacenamiento inicial	61
4.5.3. Almacenamiento temporal	66
4.5.4. Reproceso	74
4.5.5. Separación y Transmutación (ST)	79
4.5.6. Almacenamiento definitivo	84
4.5.7. Gestión del CG en España	93
5. El Almacén Temporal Centralizado (ATC)	100
5.1. Definición. Panorama internacional	100
5.2. Comparación del ATC con otros sistemas de almacenamiento	104
5.2.1. Comparación entre ATC y ATI	104
5.2.2. Comparación entre ATC y AGP	104
5.2.3. El ATC como solución	109
5.3. El ATC holandés	110
5.4. El ATC español	113

5.4.1. Necesidad de un ATC en España	113
5.4.2. Selección del emplazamiento: Proceso de adjudicación	116
5.4.3. Proceso de autorización y aspectos sociales	125
5.4.4. Descripción del ATC	136
5.4.5. Transporte del material radiactivo hasta el ATC	144
5.4.6. Funcionamiento del ATC	146
6. Conclusiones	153
7. Bibliografía	155

Listado de Figuras

Figura 2.1. Estructura de un átomo	13
Figura 2.2. Representación de un elemento químico	13
Figura 2.3. Proceso de fisión nuclear	14
Figura 2.4. Reacción en cadena	15
Figura 2.5. Representación esquemática de una central nuclear	16
Figura 4.1. Desintegración radiactiva	32
Figura 4.2. Capacidad de penetración de las partículas alfa, partículas beta y de los rayos gamma	33
Figura 4.3. Poder penetrante de la radiación ionizante	34
Figura 4.4. Elemento de combustible nuclear	43
Figura 4.5. Sección transversal y porcentaje másico de una pastilla de CG con un grado de quemado de 40 GWd/tU	45
Figura 4.6. Diferencia entre ciclo abierto y ciclo cerrado	60
Figura 4.7. Diferencia entre ciclos abierto, cerrado y cerrado avanzado	61
Figura 4.8. Almacenamiento de elemento de CG en bastidor de piscina de almacenamiento inicial	62
Figura 4.9. Piscina de almacenamiento inicial de CG	63
Figura 4.10. Esquema de un sistema de refrigeración pasivo para piscina de CG	65
Figura 4.11. Contenedor hormigón Pickering PH1 (Canadá)	69
Figura 4.12. Esquema de un contenedor de hormigón	69
Figura 4.13. Contenedores metálicos ZWILAG (Suiza)	70
Figura 4.14. Esquema de un contenedor metálico	71
Figura 4.15. Contenedor mixto central José Cabrera	71
Figura 4.16. Almacenamiento en silos	72
Figura 4.17. Evacuación del calor en bóvedas de almacenamiento	73
Figura 4.18. Almacenamiento mediante bóvedas	73
Figura 4.19. Esquema de un proceso pirometalúrgico	81
Figura 4.20. Primera barrera de ingeniería	86

Figura 4.21. Cápsulas metálicas	86
Figura 4.22. Material bentonítico de relleno y sellado	87
Figura 4.23. Barreras naturales y artificiales	90
Figura 4.24. ATI Central Nuclear de Trillo	97
Figura 4.25. ATI Central Nuclear de Ascó	98
Figura 4.26. ATI Central Nuclear de José Cabrera	99
Figura 5.1. Instalación de CLAB (SUECIA)	102
Figura 5.2. Instalación de ZwiLang (Suiza)	102
Figura 5.3. Piscina de La Hague	103
Figura 5.4. Sistema de almacenamiento en bóvedas de La Hague	103
Figura 5.5. Tubos de almacenamiento de material radiactivo	111
Figura 5.6. Parte exterior del ATC holandés (HABOG)	112
Figura 5.7. Localización de Villar de Cañas (Cuenca)	124
Figura 5.8. Diseño conceptual del ATC español	139
Figura 5.9. Principales edificios del ATC español	141
Figura 5.10. Laboratorios del Centro Tecnológico Asociado	143
Figura 5.11. Descripción del Parque Empresarial	144
Figura 5.12. Transporte de CG y RAA por ferrocarril y carretera	145
Figura 5.13. Almacén de Espera de Contenedores	147
Figura 5.14. Descarga de contenedores	147
Figura 5.15. Zona de preparación	148
Figura 5.16. Celda de descarga	148
Figura 5.17. Encapsulado del material radiactivo	149
Figura 5.18. Soldadura de la tapa de las cápsulas	149
Figura 5.19. Bóvedas de almacenamiento	150
Figura 5.20. Refrigeración del material almacenado	150
Figura 5.21. Esquema de funcionamiento del ATC	151

Listado de Tablas

Tabla 2.1. Tipos de reactores nucleares en operación	17
Tabla 2.2. Tipos de reactores nucleares en función de la generación a la que pertenecen	21
Tabla 3.1. Situación nuclear internacional en 2014	22
Tabla 3.2. Reactores nucleares españoles	28
Tabla 3.3. Desglose de potencia instalada en España a 31/12/2016	29
Tabla 3.4. Balance de energía eléctrica nacional a 31/12/2016	30
Tabla 3.5. Resumen de datos de energía en España	30
Tabla 4.1. Clasificación de radionucleidos en función de su radiotoxicidad ..	36
Tabla 4.2. Clasificación de los residuos radiactivos en España y sus vías de gestión	40
Tabla 4.3. La dosis de radiación y sus unidades de medida	51
Tabla 4.4. Dosis de radiación. Valores comparativos	56
Tabla 5.1. Principales instalaciones de almacenamiento temporal centralizado de CG/RAA (2006)	101
Tabla 5.2. Valoración cualitativa de las candidaturas	121
Tabla 5.3. Asignación numérica a los factores analizados	121
Tabla 5.4. Asignación numérica a las valoraciones cualitativas	122
Tabla 5.5. Valoración numérica de las candidaturas	122
Tabla 5.6. Valoración cualitativa de factores relevantes	122
Tabla 5.7. Valoración numérica de factores relevantes	123
Tabla 5.8. Materiales a gestionar en el ATC de Villar de Cañas	136

Listado de Gráficos

Gráfico 2.1. Calendario de implantación de reactores nucleares	21
Gráfico 3.1. Emisiones de CO ₂ por distintas fuentes de energía eléctrica	25
Gráfico 4.1. Ilustración del sistema de clasificación de desechos	38

Gráfico 4.2. Actividad total de una muestra de CG con 3,5% de U-235 y 40 GWd/tU de grado de quemado	46
Gráfico 4.3. Inventario radiotóxico de una muestra de CG con 3,5% de U-235 y 40 GWd/tU de grado de quemado	47
Gráfico 4.4. Dosis media anual en España	55
Gráfico 4.5. Potencia térmica residual de una muestra de CG con 3,5% de U-235 y 40 GWd/tU de grado de quemado	57
Gráfico 4.6. Esquema de reproceso del combustible gastado	78
Gráfico 4.7. Proceso PUREX extendido	80
Gráfico 4.8. Esquema de la transmutación	83
Gráfico 4.9. Organigrama Control Institucional Enresa	95
Gráfico 5.1. Elementos radiactivos de media y alta actividad no almacenables en El Cabril (Córdoba)	114

1. Objetivos del trabajo y estructura de la memoria

1.1. Objetivos

La realización del presente Trabajo de Fin de Grado persigue alcanzar los siguientes objetivos:

- Describir los aspectos teóricos sobre los que se fundamenta la generación de energía nuclear.
- Recopilar información acerca de la situación actual (nacional e internacional) de la energía nuclear, así como de sus posibilidades.
- Analizar los problemas que plantea el combustible nuclear gastado procedente de las centrales nucleares, desde varias perspectivas.
- Recoger las opciones de tratamiento, existentes y en fase de investigación, para el combustible nuclear gastado, resaltando sus respectivas ventajas e inconvenientes.
- Realizar un análisis en profundidad sobre el Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC) como opción de tratamiento.
- Describir el Almacén Temporal Centralizado (ATC) previsto para nuestro país, analizando el tratamiento informativo llevado a cabo por la presa escrita.

1.2. Estructura de la memoria

La memoria del presente trabajo cuenta con un total de siete capítulos, especificándose a continuación el contenido de cada uno de ellos:

- **Capítulo 1.** Dedicado a enumerar los objetivos de este estudio, y a describir de manera superficial los contenidos recogidos en el resto de capítulos que componen la memoria del trabajo.
- **Capítulo 2.** En este capítulo se describen los conceptos teóricos (físicos y químicos) sobre los que se fundamenta la producción de energía nuclear.
- **Capítulo 3.** Recoge la situación actual de la energía nuclear a nivel nacional e internacional, analizando los argumentos a favor y en contra de su uso.

- **Capítulo 4.** Describe todo lo relacionado con los residuos radiactivos (concepto, clasificación y origen), centrándose en el combustible nuclear gastado procedente de las centrales nucleares, así como en su problemática y sus opciones de tratamiento.
- **Capítulo 5.** Dedicado al análisis del Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC). Este capítulo hablará de la situación actual en la que se encuentra esta tecnología y se comparará con otros sistemas de almacenamiento. Además, se hará especial hincapié en el ATC previsto para España, describiendo sus partes y analizando los aspectos sociales recogidos por la prensa escrita.
- **Capítulo 6.** Recoge las conclusiones del estudio.
- **Capítulo 7.** Recopila el material de consulta utilizado para el desarrollo del trabajo.

2. Generalidades sobre energía nuclear

El átomo es la partícula más pequeña en que puede dividirse un elemento químico sin perder las propiedades químicas que le caracterizan, y está compuesto por [1]:

- El núcleo atómico, que es la parte central del átomo, y está compuesto por protones, que tienen carga eléctrica positiva, y por neutrones, que no tienen carga (carga eléctrica nula). En el núcleo se encuentra concentrada casi toda la masa del átomo.
- Partículas que orbitan alrededor del núcleo, denominadas electrones y cuya carga eléctrica es negativa.

En un átomo la carga eléctrica total es neutra, debido a que la carga eléctrica positiva del núcleo es igual que la carga eléctrica de los electrones (Figura 2.1).

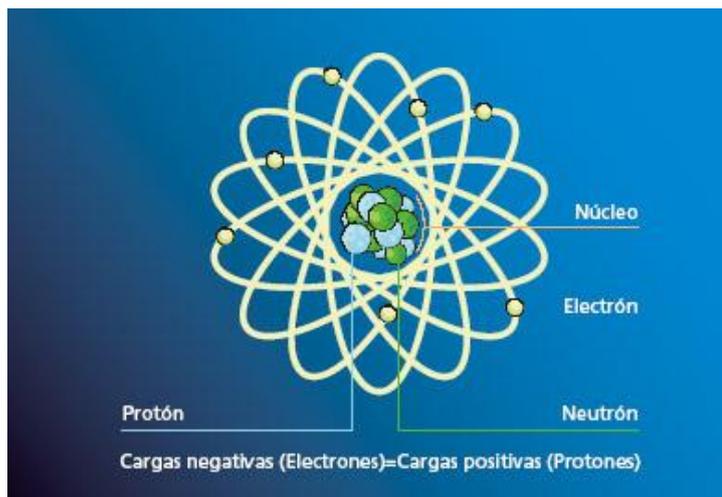


Figura 2.1. Estructura de un átomo [1]

Un átomo está definido por su número atómico y por su número másico [1]:

- **Nº atómico (Z).** Corresponde al número de protones que están presentes en el núcleo del átomo, y define el elemento químico al que pertenece el átomo, proporcionando el orden que ocupa en la tabla periódica. Este número coincide también con el número de electrones, ya que en un átomo el número de protones y de electrones presentes es el mismo.
- **Nº másico (A).** Se corresponde con el número total de nucleidos (protones + neutrones) presentes en el núcleo atómico. $A = Z + N$, donde N es el número de neutrones.

Los elementos químicos se caracterizan por el número de protones que tienen en el núcleo, que es lo que diferencia a unos elementos químicos de otros. La representación de estos elementos se realiza según la siguiente imagen:

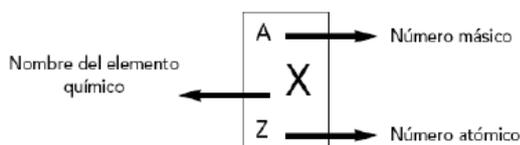


Figura 2.2. Representación de un elemento químico [1]

Como hemos dicho, los átomos son eléctricamente neutros y poseen la misma cantidad de protones que de electrones, pero dos átomos de un mismo elemento químico pueden tener diferente número de neutrones. A los átomos de un mismo elemento químico que poseen el mismo número de protones, pero que tienen distinto número de neutrones, se les denomina isótopos. Los isótopos de un mismo elemento químico son idénticos desde el punto de vista químico, pero difieren en sus propiedades físicas. Así por ejemplo, el uranio natural está formado por tres tipos de isótopos como son el ^{238}U (U-238), ^{235}U (U-235), y ^{234}U (U-234). El conocimiento y manejo de todos estos conceptos, ha permitido el uso de la energía nuclear, tan presente en nuestra sociedad.

La energía nuclear se libera en las reacciones nucleares, ya sean éstas producidas de manera espontánea o artificial, siendo actualmente su principal uso el de generación de energía eléctrica. Existen muchos tipos de reacciones nucleares (dispersión, captura, fisión, etc.), pero las centrales nucleares actualmente en operación se basan en reacciones nucleares de fisión para producir electricidad.

Una reacción nuclear de fisión consiste en una colisión en la cual, un neutrón es absorbido por un núcleo atómico pesado, provocando su escisión en dos núcleos más ligeros de masas similares, con la emisión de neutrones y una gran cantidad de energía. Este núcleo atómico susceptible de ser fisionado corresponde al de un isótopo de uranio, en concreto el ^{235}U ó U-235. El núcleo de este isótopo absorbe el neutrón y se vuelve inestable (debido al exceso de neutrones), fisionándose, y dando lugar a una situación de mayor estabilidad con la producción de dos fragmentos (raramente tres) más ligeros, llamados productos de fisión, con emisión de neutrones y un gran desprendimiento de energía (Figura 2.3). Este desprendimiento de energía, en forma de calor, es lo que realmente interesa a la hora de producir energía eléctrica.

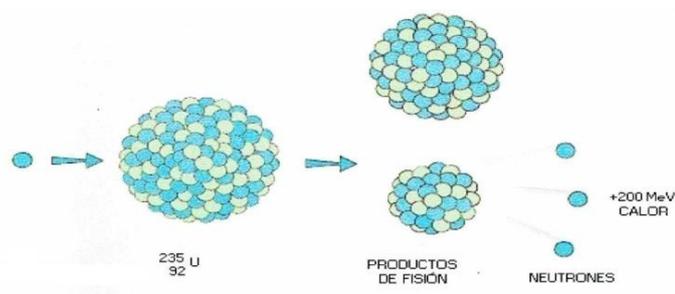


Figura 2.3. Proceso de fisión nuclear [1]

Si cerca del núcleo atómico de U-235 que se ha fisionado existen otros núcleos del mismo isótopo, es posible que los neutrones emitidos interactúen con ellos, produciendo otras fisiones, y generando así más neutrones que producirán sucesivos choques con otros núcleos. Este efecto multiplicador se conoce como reacción en cadena. Pero para que este fenómeno tenga más posibilidades de producirse, los neutrones emitidos que interactuarán con otros núcleos de U-235, deben tener una energía reducida (neutrones térmicos). Sin embargo, los neutrones que resultan del proceso de fisión tienen una energía muy elevada, denominándose neutrones rápidos. Por este motivo, en los reactores nucleares es necesario reducir la energía de los neutrones emitidos en los procesos de fisión, pasándolos de rápidos a térmicos, y así aumentar la probabilidad de que tengan lugar nuevas fisiones y poder mantener la reacción en cadena. Esto, se consigue mediante el uso de lo que se denomina moderador, que reducirá la velocidad de estos neutrones, pasando a convertirlos en neutrones térmicos.

Una central nuclear se basa en el aprovechamiento del calor producido por la energía liberada en las reacciones de fisión, pero para poder aprovechar este calor, es necesario que la reacción en cadena sea constante, automantenida y que se pueda controlar [1].

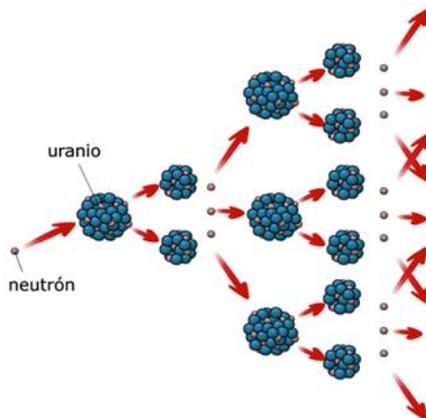


Figura 2.4. Reacción en cadena [44]

Como hemos visto, las reacciones nucleares de fisión pueden ser utilizadas para la producción de energía eléctrica en una central nuclear. El funcionamiento de este tipo de centrales, es similar al de una central térmica convencional (fuel, carbón o gas), excepto en la forma de proporcionar energía calorífica al agua para convertirla en vapor. Si bien, en las centrales térmicas convencionales la energía térmica se obtenía mediante la combustión de combustibles fósiles en una caldera, en el caso de una central

nuclear, esta energía se obtendrá en un reactor gracias a la fisión de los núcleos atómicos de U-235 presentes en el combustible nuclear [1].

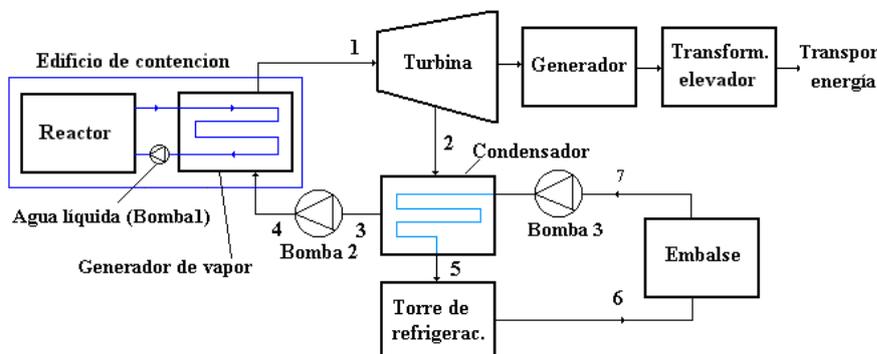


Figura 2.5. Representación esquemática de una central nuclear [45]

El reactor es la instalación encargada de iniciar, mantener y controlar las reacciones de fisión en cadena, que tienen lugar en su núcleo, con el fin de extraer el calor generado en éstas. Su objetivo es calentar el agua del circuito primario, y se diseña para operar de forma segura y controlada, de modo que se maximice la cantidad de energía extraída del combustible. Un reactor nuclear consta principalmente de estas partes [1], [31]:

- **Combustible.** Es un material fisionable, generalmente un compuesto de uranio en forma sólida en el que tienen lugar las reacciones de fisión, y por lo tanto es la fuente de generación de calor.
- **Refrigerante.** Sustancia que pasa por el centro del reactor y que transmite el calor a un generador de vapor, o directamente a la turbina.
- **Moderador.** Hace disminuir la velocidad de los neutrones rápidos producidos en la fisión nuclear (que tienen una elevada energía en forma de velocidad), convirtiéndolos en neutrones lentos o térmicos, para que aumente la probabilidad de que sean capturados por otro átomo fisionable y no se rompa la reacción en cadena.
- **Barras de control.** Actúan como absorbentes de neutrones, permitiendo controlar en todo momento la población de neutrones, y por tanto la reactividad del núcleo, que aumenta o disminuye subiendo o bajando las barras de control. Los haces de barras de control

proporcionan un medio para el control de la reacción nuclear, permitiendo efectuar cambios de potencia del reactor.

- **Reflector.** Reduce el escape de neutrones de la zona de combustible, y por tanto permite disponer de más neutrones para la reacción en cadena, aumentando la eficiencia del reactor.
- **Blindaje.** Envoltura alrededor del reactor para proteger al público y trabajadores de las emisiones. Suelen ser de hormigón, agua y plomo.

Los principales reactores nucleares que actualmente están en operación comercial y que constituyen lo que se conoce como reactores de segunda generación (**GEN II**), son los mostrados en la siguiente tabla, en la que se detallan sus características principales:

Tipo de reactor	Nombre Completo del reactor	Combustible	Refrigerante	Moderador
PWR	R. de agua a presión	Dióxido de uranio (UO ₂) enriquecido al 3-4%	Agua ligera	Agua ligera
BWR	R. de agua en ebullición	Dióxido de uranio (UO ₂) enriquecido al 3-4%	Agua ligera	Agua ligera
AGR	R. avanzado de gas	Óxido de uranio enriquecido	Gas (CO ₂ principalmente)	Grafito
HWR	R. de agua pesada	Uranio natural o poco enriquecido	Agua pesada	Agua pesada
RBMK	R. de grafito y agua ligera	Uranio natural	Agua ligera	Grafito

Tabla 2.1. Tipos de reactores nucleares en operación. Elaboración propia [1]

De los reactores de segunda generación (GEN II) descritos en la Tabla 2.1, los más utilizados en la actualidad son los reactores de agua ligera (PWR y BWR), y dentro de este grupo el más común es el reactor de agua a presión PWR. Para mejorar las características de estos reactores de la GEN II, se están desarrollando, lo que se conoce como **reactores de nueva generación**, que se dividen en tres categorías: GEN III, GEN III+, y GEN IV [1].

Las centrales nucleares que utilizan reactores de tercera generación (GEN III y GEN III+). Surgen como evolución de las centrales que utilizan reactores de segunda generación (GEN II), especialmente de los refrigerados por agua (PWR y BWR). El objetivo de esta evolución, es implantar una serie de mejoras con respecto a los modelos anteriores, basadas en la experiencia adquirida con éstos. Así pues, los aspectos que se busca mejorar son [1]:

- **Sistemas de seguridad.** Incorporación de sistemas pasivos que no precisen de mecanismos que necesiten alimentación auxiliar para su funcionamiento, evitando de esta forma la dependencia de alimentación exterior en casos extremos.
- **Operación en la planta.** Reducción de la dosis de radiación recibida por los operarios, mediante la implantación de nuevos sistemas que permita revisar el estado de las instalaciones sin necesidad de su verificación en primera persona.
- **Sistemas externos.** Refuerzo de las estructuras de la planta, y nueva distribución de los elementos de seguridad.
- **Rendimiento.** Mejora del rendimiento de la planta incluyendo sistemas más eficientes, basados principalmente en el diseño de reactores con una mayor vida de operación, una tasa de quemado más elevada y una menor generación de CG. Además, estos reactores estarán adaptados para la quema de combustibles tipo MOX.
- **Costes.** Reducción de los costes de implantación y operación, mediante la estandarización de los diseños.

Como ejemplo de la **GEN III**, tenemos los mostrados a continuación [1]:

- **Reactores avanzados de agua en ebullición**
 - **ABWR (Advanced Boiling Water Reactor)**, del que encontramos dos unidades operativas en Japón y otras dos en construcción en Taiwán.

- **Reactores avanzados de agua a presión**
 - **APWR (Advanced PWR)**, propuesto para su implantación en Japón.
 - **EPR (European Pressurized Reactor)**, del que se está construyendo uno en Francia (Flamanville 3) y otro en Finlandia (Olkiluoto 3).

Dentro de la GEN III, encontramos el subgrupo **GEN III+**, cuyos modelos son un poco más avanzados, centrándose principalmente en la mejora de aspectos relativos a la seguridad. Dentro de este grupo se incluyen los siguientes modelos [1]:

- Reactor de agua a presión, **AP1000 (Advanced Passive 1000)**
- Reactor de agua en ebullición, **ESBWR (Economic Safe BWR)**
- Reactor evolucionado de agua pesada, **ACR (Advanced Candu Reactor)**

Como hemos visto, los diseños de tercera generación (GEN III y GEN III+) se basan en simples evoluciones de los anteriores, básicamente mediante la aplicación de mejoras a lo existente. Esta tendencia está cambiando y actualmente se está trabajando con nuevas ideas que prometen grandes mejoras en la generación de energía eléctrica de origen nuclear.

La GEN IV supone un borrón y cuenta nueva de los diseños anteriores, pero sin olvidar las lecciones aprendidas. Estos nuevos diseños no parten de los existentes, sino del establecimiento de unos nuevos principios que deben ser cumplidos y que se basan en aspectos de seguridad, sostenibilidad, fiabilidad y eficiencia. Los nuevos diseños serán capaces de consumir parte de los desechos nucleares existentes para producir electricidad, generándose residuos cuya actividad se prolongará unos pocos siglos, en vez de miles de años. Además, se mejorará la seguridad de operación, así como la seguridad física de las plantas frente a un posible robo de material [1].

Los diseños que actualmente se encuentran en desarrollo son los siguientes:

- **Reactores rápidos**
 - **GFR**, reactor refrigerado por gas
 - **SFR**, reactor refrigerado por sodio
 - **LFR**, reactor refrigerado por plomo
- **SCWR**, reactor supercrítico de agua, capaz de usar neutrones rápidos o lentos.
- **MSR**, reactor de sales fundidas o líquidas
- **VHTR**, reactor de muy alta temperatura

De la mayor parte de estos, ni siquiera se han construido prototipos experimentales, y no se espera que estén disponibles para su uso comercial hasta el año 2030 como mínimo, en el caso más optimista. Existen dos iniciativas internacionales para desarrollar estos diseños avanzados de GEN IV [1]:

- **El GIF** (Generation IV International Forum), en el que participan Estados Unidos y Francia además de otros países occidentales y de Extremo Oriente, y que está coordinado por la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE).
- **El INPRO** (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles), promovido por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), y en el que participan la UE, Rusia y otros países, incluida España.

Generación	GEN I	GEN II	GEN III	GEN III+	GEN IV
Tipo De Reactor	Shippingport	PWR	APWR	AP1000	GFR
	Dresden	BWR	ABWR	ESBWR	SFR
	Fermi I	AGR	EPR	ACR	LFR
	Magnox	HWR			SCWR
		RBMK			MSR
					VHTR

Tabla 2.2. Tipos de reactores nucleares en función de la generación a la que pertenecen. Elaboración propia [1]

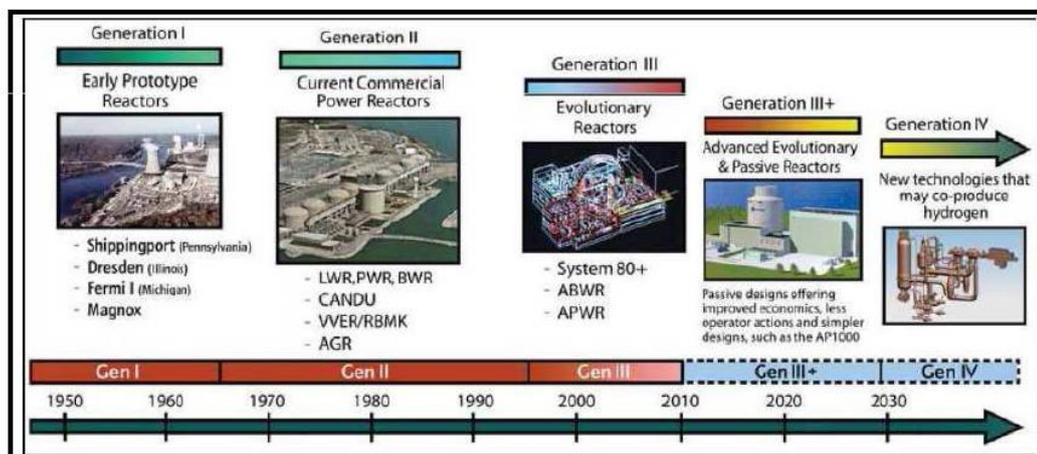


Gráfico 2.1. Calendario de implantación de reactores nucleares [1]

3. Situación actual de la energía nuclear

3.1. Situación a nivel internacional

Según datos de Foro Nuclear, actualmente (2017) existen 448 reactores en operación, que producen alrededor del 11,5% de la electricidad mundial, encontrándose en construcción unas 61 unidades nuevas [36]. Por su parte, la potencia total instalada oscila en valores cercanos a los 374.000 MW [1].

País	Reactores en situación de operar	Reactores en construcción	Reactores parados	Producción eléctrica de origen nuclear (TWh)	Electricidad de origen nuclear (%)
Alemania	9	—	27	91,78	15,85
Argentina	3	1	—	5,25	4,05
Armenia	1	—	1	2,26	30,67
Bélgica	7	—	1	32,09	47,51
Bielorrusia	—	2	—	—	—
Brasil	2	1	—	15,38	2,86
Bulgaria	2	—	4	15,01	31,80
Canadá	19	—	6	100,09	16,80
China	23	26	—	130,58	2,39
Corea del Sur	23	5	—	149,16	30,42
Emiratos Arabes Unidos	—	3	—	—	—
Eslovaquia	4	2	3	15,49	56,87
Eslovenia	1	—	—	6,06	37,25
España	7	—	3	57,3	20,48
Estados Unidos	99	5	33	797,06	19,47
Finlandia	4	1	—	22,65	34,65
Francia	58	1	12	415,90	76,93
Hungría	4	—	—	14,77	53,59
India	21	6	—	33,23	3,53
Irán	1	—	—	4,14	1,51
Japón	48	2	11	—	—
México	2	—	—	9,31	5,64
Países Bajos	1	—	1	2,73	2,77
Pakistán	3	2	—	4,61	4,34
Reino Unido	16	—	29	57,91	17,18
República Checa	6	—	—	28,63	35,78
Rumania	2	—	—	10,75	18,49
Rusia	34	9	5	169,04	18,57
Sudáfrica	2	—	—	14,74	6,20
Suecia	10	—	3	62,27	41,47
Suiza	5	—	1	26,37	37,87
Taiwán	6	2	—	40,80	18,93
Ucrania	15	2	4	83,12	49,39
Total	438	70	144	2.418,48	

Datos a 31 de diciembre de 2014
 Fuente: PRIS-OIEA y Foro Nuclear

Tabla 3.1. Situación nuclear internacional en 2014 [36]

A la vista de estos datos de 2014, vemos que tanto Estados Unidos como Francia, son los países que más han apostado por esta tecnología para la producción de electricidad.

Los argumentos a favor del uso de la energía nuclear han ido evolucionando con el paso del tiempo. La energía nuclear comenzó a utilizarse con fines civiles tras finalizar la Segunda Guerra Mundial, planteándose el uso de ésta como una posible solución a cualquier problema energético. Así pues, la generación eléctrica mediante energía nuclear tuvo lugar por primera vez el 20 de diciembre de 1951, gracias al Reactor Experimental Reprodutor Número Uno (EBR-I), situado en Estados Unidos. Ya por aquel entonces, aparecieron los primeros simpatizantes, que afirmaban que gracias a la energía nuclear se podría disfrutar de una electricidad muy barata. Otros por el contrario, exponían que esta energía no podría alcanzar en el futuro más de una quinta parte de la energía total de Estados Unidos.

En diciembre de 1953, el Presidente de los Estados Unidos Dwight Eisenhower pronunció un discurso llamado “Átomos para la Paz” que proponía un acuerdo entre las grandes potencias para detener o reducir la fabricación de armamento nuclear, así como dar a conocer a la humanidad los conocimientos sobre la energía nuclear con el fin de que fuera utilizada para fines pacíficos. A partir de dicho discurso, se hicieron públicos una serie de conocimientos científicos y tecnológicos que permitirían la posterior explotación comercial de la energía nuclear. Además, se favoreció la creación de organismos internacionales tales como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) en 1957, con sede en Viena, y la Agencia de Energía Nuclear (AEN) integrada en la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE), con sede en París.

A lo largo de la década de los 60 y de los 70, se iniciaron varios programas nucleares en diversos países, principalmente a partir de 1963 cuando la empresa General Electric construyó una central nuclear de agua en ebullición estrictamente comercial (Oyster Creek I). Este hecho supuso el inicio de una avalancha de solicitudes de construcción de centrales nucleares, fábricas de combustible nuclear, así como la investigación de métodos de almacenamiento de residuos. La cúspide se alcanzó a partir de 1973 como consecuencia de la denominada Crisis del Petróleo, al aumentar el precio de éste, lo que generó graves problemas de abastecimiento energético debido a la gran dependencia que el mundo industrializado tenía de esta fuente energética. Los gobiernos vieron en la energía nuclear un sistema para producir energía eléctrica con un coste menor y que, en principio, era menos agresivo para el medio ambiente. Esto explica que en 1988 ya existieran 416 reactores nucleares en operación [3].

A día de hoy, los argumentos a favor del uso de la energía nuclear son los expuestos a continuación:

- **Crecimiento de la demanda.** Debido al progresivo aumento de la población mundial y al creciente desarrollo industrial, se estima que el consumo eléctrico a partir del año 2030 será muy superior al actual. Como consecuencia de esto, parece necesario mantener la fracción de energía nuclear existente o aumentarla, incluso teniendo en cuenta el incremento significativo de las energías renovables o la mejora sustancial en el ahorro energético que pueda producirse [28].
- **Producción estable y seguridad en el suministro.** La energía nuclear ofrece estabilidad en el suministro eléctrico, debido a que las plantas de producción son capaces de funcionar alrededor del 90% de las horas del año, favoreciendo de esta forma, la planificación eléctrica. Esta energía no depende de aspectos naturales, solventándose por tanto la gran desventaja de las energías renovables, como es el caso de la energía solar o la eólica, que tienen el inconveniente de que las horas de sol o de viento, no siempre coinciden con las horas de más demanda eléctrica. Además, la abundancia y dispersión geográfica del uranio natural con el que se fabrica el combustible nuclear, favorecen la estabilidad del suministro eléctrico, al disponer de más opciones de importación, cosa que no ocurre con los combustibles fósiles [28].
- **Competitividad económica y estabilidad del precio a largo plazo.** El precio del KWh de origen nuclear está dominado por el coste de construcción de la central y no por el precio de la materia prima, por lo que las subidas en el precio del combustible nuclear tendrán un impacto más moderado en el coste final de producción. Según un estudio económico realizado por la OCDE en 2005, la energía nuclear se sitúa entre las más competitivas, siendo sus costes de producción, comparables o inferiores a la producción con combustibles fósiles, y muy reducidos en comparación con las energías renovables. Sin embargo, los grupos ecologistas Greenpeace y Ecologistas en Acción no están de acuerdo con este argumento, y mantienen que debido a los importantes costes que supone la gestión de sus residuos, así como el desmantelamiento de sus instalaciones tras finalizar su vida útil, la energía nuclear no es competitiva al no poderse conocer el coste final que supondrán dichas operaciones [28].

- **Necesidad de reducir las emisiones de CO₂ y otros gases de efecto invernadero para combatir el cambio climático.** Una parte importante de la comunidad científica afirma que el planeta está experimentando un cambio climático provocado por la actividad humana. Por este motivo, se comenzó a regular y a limitar las emisiones de CO₂ y otros gases que acentúan el efecto invernadero (Protocolo de Kioto). Ante este problema, la energía nuclear podría servir de ayuda, ya que es considerada como la fuente energética utilizable a gran escala con menor tasa de emisiones contaminantes por KWh producido. Las centrales nucleares no emiten gases ni partículas de efecto invernadero durante su funcionamiento. Las únicas emisiones procedentes del uso de la energía nuclear son las referentes a las operaciones de minería, transporte, y de construcción y desmantelamiento de sus instalaciones [28].

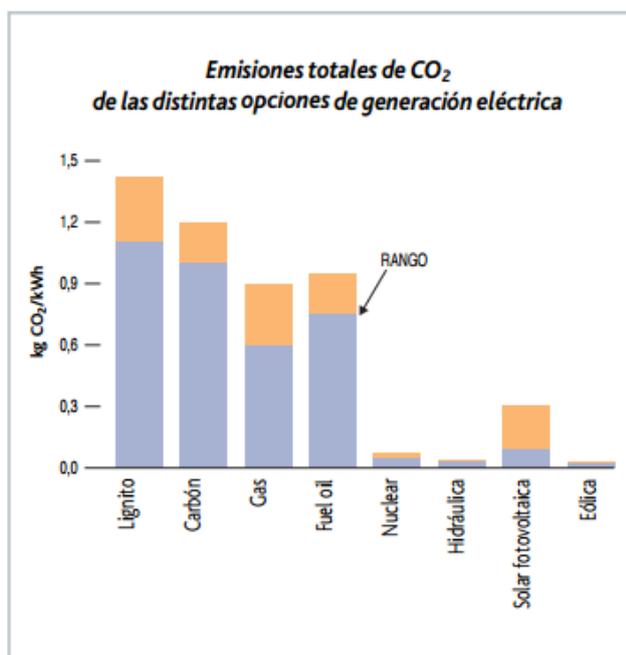


Gráfico 3.1. Emisiones de CO₂ por distintas fuentes de energía eléctrica [21]

Según un informe presentado por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) en Viena (Octubre 2015), la energía nuclear podría ser un gran aliado en la lucha contra el cambio climático si se duplicara su capacidad de producción para el año 2040. Dicho informe, se apoyaba para esta afirmación, en que esta energía no genera gases de efecto invernadero, salvo emisiones muy reducidas durante su “ciclo vital” [67].

El ecologista James Lovelock, en su libro “La venganza de Gaia” (2007), exige acciones urgentes para reducir las emisiones de CO₂ antes de que el cambio climático sea irreversible. Entre estas acciones, Lovelock aboga principalmente por el uso de la energía nuclear como solución al problema [8].

Todas estas razones, parecen haber propiciado un incremento del uso de la energía nuclear, principalmente en los grandes países emergentes o en rápido crecimiento. Uno de los ejemplos más destacados es el de China, que planea construir más de 60 centrales nucleares en la próxima década [88]. Irán por su parte, comenzó en Septiembre de 2016 la construcción de dos nuevos reactores nucleares de 1.000 MW cada uno, con una vida útil de 10 años y un coste de 10.000 millones de dólares [87]. En cuanto a la India, también ha decidido sumarse en los últimos tiempos a la energía nuclear, llegando a un acuerdo con Estados Unidos para la construcción de dos nuevos reactores nucleares (Julio 2016). En cuanto a Europa, Francia se encuentra en fase de construcción y puesta en funcionamiento de un reactor de nueva generación con tecnología EPR, cuya entrada en funcionamiento no se espera como mínimo hasta 2017. Finlandia con sus cuatro reactores en operación, se encuentra en construcción de una nueva unidad, existiendo estudios que planean la necesidad de una sexta [36]. En el caso de Reino Unido, éste ha decidido dar luz verde a una oleada de nuevas centrales nucleares con el fin de frenar las emisiones contaminantes [89].

Por otra parte, existe una cierta preocupación por el uso de la energía nuclear y el previsible aumento del número de reactores nucleares. Esta preocupación reside básicamente, en la seguridad de las instalaciones, en un posible incremento de la proliferación nuclear, y en la dificultad que entraña la gestión de los residuos radiactivos de alta actividad (RAA) generados en el proceso. Ante estos riesgos, es conveniente hacer un análisis de los mismos:

- **Seguridad de las instalaciones.** Debido a la amplia experiencia adquirida durante la operación de los reactores nucleares existentes, y más concretamente durante los accidentes que han tenido lugar, se han podido analizar las causas de los fallos e incorporar nuevos elementos de seguridad adicionales, tanto a las centrales en operación, como a las que se encuentran en construcción y en diseño, proporcionando así una seguridad extra [28]. A pesar de esto, para organizaciones ecologistas como Greenpeace, esto no es motivo alguno de tranquilidad. Ante un imprevisto incidente nuclear, no se puede asegurar que las decisiones tomadas por los responsables sean siempre las apropiadas. Para Greenpeace, las centrales nucleares

suponen un gran riesgo, ya que en caso de accidente como el de Fukushima o el de Chernobyl, las consecuencias son devastadoras, destrozando por completo la salud, la habitabilidad y el ecosistema de áreas que sobrepasan con creces las localidades donde suceden. Según Greenpeace, accidentes así pueden a tener lugar, y el coste social, ambiental y económico lo sufragan los ciudadanos y no la industria nuclear [41].

- **Proliferación nuclear.** Consiste en la utilización indebida, por parte de un gobierno, de instalaciones nucleares, tecnología, o materiales nucleares con la finalidad de lograr la posesión, fabricación, o almacenamiento de armas nucleares. Según esto, un gobierno podría construir determinadas instalaciones nucleares haciendo creer que su único objetivo es la generación de energía eléctrica, siendo su verdadera intención el uso de éstas para fines no pacíficos. En algunas ocasiones también se considera que puede existir una interconexión entre proliferación y robo de material, ya que se considera que un gobierno puede tener relaciones con grupos terroristas y tratar de cubrir una desviación encubierta de material radiactivo, fingiendo haber sufrido un robo [5].
- **Gestión de los residuos radiactivos de alta actividad (RAA).** Quizá la difícil gestión de los residuos obtenidos en la producción de energía nuclear, sea el tema que más preocupación e incertidumbre pueda generar. El principal inconveniente que presentan estos residuos, es su emisión de radiaciones ionizantes, perjudiciales para las personas y el medio ambiente. Para la organización Ecologistas en Acción, contrarios al uso de la energía nuclear, la generación de estos residuos supone un importantísimo problema medioambiental y de salud pública, debido a que su actividad puede prolongarse durante cientos de miles de años, no estando resuelto aún el problema de su gestión final [42]. Sin embargo, se están llevando a cabo investigaciones sobre diversas técnicas que permitirán utilizar una fracción de estos residuos como parte de un combustible nuclear, transformando así un problema medioambiental, en una fuente de energía [28].

3.2. Situación a nivel nacional

España ha contado con una serie de instalaciones nucleares entre las que se encuentran: los reactores nucleares Almaraz I y II (Cáceres), Ascó I y II (Tarragona), Cofrentes (Valencia), Santa María de Garoña (Burgos), Trillo (Guadalajara), Vandellós I y II (Tarragona) y José Cabrera (Guadalajara), una fábrica de combustible nuclear de Jubazgo (Salamanca) y un centro de almacenamiento de residuos de baja y media actividad en El Cabril (Córdoba). Además, está prevista la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) para residuos de alta actividad en el municipio conquinense Villar de Cañas [36].

Nombre	Potencia (MW)	Tipo	Provincia	Primera conexión
José Cabrera	150	PWR	Guadalajara	1968
Vandellós I	480	Grafito-Gas	Tarragona	1972
Santa María de Garoña	466	BWR	Burgos	1971
Almaraz I	977	PWR	Cáceres	1981
Almaraz II	980	PWR	Cáceres	1983
Ascó I	1032	PWR	Tarragona	1983
Ascó II	1027	PWR	Tarragona	1985
Cofrentes	1092	BWR	Valencia	1984
Vandellós II	1087	PWR	Tarragona	1987
Trillo	1066	PWR	Guadalajara	1988

Tabla 3.2. Reactores nucleares españoles [5]

De los reactores nucleares expuestos en la Tabla 3.2, solo se encuentran 6 en operación [36]:

- **Vandellós I**, cesó su actividad en 1989 y desde 2004 se encuentra en fase de latencia (periodo de espera de 25 años hasta que pueda realizarse el desmantelamiento completo).
- **José Cabrera**, más conocida como Zorita, dejó de funcionar el 30 de abril de 2006, y en la actualidad se encuentra en proceso de desmantelamiento.
- **Santa María de Garoña**, se encuentra parada desde el 16 de diciembre de 2012, y actualmente se encuentra a la espera de una posible autorización para su reapertura.

La **potencia nuclear instalada** en nuestro país es de **7.573 MW** frente **105.308 MW de potencia total instalada (alrededor del 7,2 % del total)**, según datos estadísticos provisionales del comportamiento del sistema eléctrico español durante 2016 realizado por Red Eléctrica Española. Cierre de año con datos estimados el 14/12/2016. En la siguiente tabla, podemos comparar los datos especificados con el resto de energías [34]:

	Sistema peninsular		Sistemas no peninsulares		Total nacional	
	MW	% 16/15	MW	% 16/15	MW	% 16/15
Hidráulica	20.353	0,0	1	0,0	20.354	0,0
Nuclear	7.573	0,0	-	-	7.573	0,0
Carbón	9.536	-8,9	468	0,0	10.004	-8,5
Fuel/gas	0	-	2.490	0,0	2.490	0,0
Ciclo combinado	24.948	0,0	1.722	0,0	26.670	0,0
Hidroeólica	-	-	11	0,0	11	0,0
Eólica	22.864	0,0	156	0,0	23.020	0,0
Solar fotovoltaica	4.425	0,3	244	0,3	4.669	0,3
Solar térmica	2.300	0,0	-	-	2.300	0,0
Otras renovables (1)	743	0,0	5	0,0	748	0,0
Cogeneración	6.670	0,0	44	0,0	6.714	0,0
Residuos	677	0,0	77	0,0	754	0,0
Total	100.088	-0,9	5.220	0,0	105.308	-0,9

[1] Incluye biogás, biomasa, hidráulica marina y geotérmica. // Fuente Comisión Nacional de los Mercados y la Competencia (CNMC) en: hidráulica no UGH, eólica, solar fotovoltaica, solar térmica, otras renovables, cogeneración y residuos.

Tabla 3.3. Desglose de potencia instalada en España a 31/12/2016 [34]

En cuanto a la producción eléctrica mediante **energía nuclear**, en 2016 se obtuvieron **55.546 GWh** frente a los **262.850 GWh** obtenidos en el **total del territorio nacional (alrededor del 21,1 % del total)**, según datos provisionales de Red Eléctrica Española [34]. En tabla siguiente, podemos comparar nuevamente los datos especificados con el resto de energías:

BALANCE ELÉCTRICO ANUAL (1)	Sistema peninsular		Sistemas no peninsulares		Total nacional	
	GWh	% 16/15	GWh	% 16/15	GWh	% 16/15
Hidráulica	39.049	25,1	4	-1,7	39.053	25,1
Nuclear	55.546	1,4	-	-	55.546	1,4
Carbón	34.740	-31,8	2.298	23,2	37.038	-29,8
Fuel/gas (2)	-	-	6.748	3,9	6.748	3,9
Ciclo combinado (3)	26.186	3,6	3.601	-10,5	29.787	1,7
Hidroeléctrica	-	-	19	117,3	19	117,3
Eólica	48.507	1,7	420	4,6	48.927	1,7
Solar fotovoltaica	7.570	-3,5	409	2,6	7.979	-3,2
Solar térmica	5.102	0,3	-	-	5.102	0,3
Otras renovables (4)	3.440	8,4	11	4,8	3.451	8,4
Cogeneración	25.843	1,7	35	10,2	25.878	1,7
Residuos	3.049	2,1	275	-11,6	3.324	0,8
Generación	249.031	-2,1	13.819	2,0	262.850	-1,9
Consumos en bombeo	-4.846	7,2	-	-	-4.846	7,2
Enlace Península-Baleares (5)	-1.232	-7,8	1.232	-7,8	0	-
Saldo intercambios internacionales (6)	7.313	-	-	-	7.313	-
Demanda [b.c.]	250.266	0,8	15.050	1,1	265.317	0,8

(1) Asignación de unidades de producción según combustible principal. (2) En el sistema eléctrico de Baleares se incluye la generación con grupos auxiliares. (3) Incluye funcionamiento en ciclo abierto. En el sistema eléctrico de Canarias utiliza gasoil como combustible principal. (4) Incluye biogás, biomasa, hidráulica marina y geotérmica. (5) Valor positivo: entrada de energía en el sistema; valor negativo: salida de energía del sistema. (6) Valor positivo: saldo importador; valor negativo: saldo exportador. Los valores de incrementos no se calculan cuando los saldos de intercambios tienen distinto signo.

Tabla 3.4. Balance de energía eléctrica nacional a 31/12/2016 [34]

A continuación se muestra una **tabla resumen** de elaboración propia a partir de los datos anteriores extraídos Red Eléctrica Española referentes a 2016, donde se comparan los datos anteriores para una mejor percepción global:

	Energía nuclear	Total energías
Potencia instalada (MW)	7.573	105.308
% Potencia instalada	7.2	100
Producción eléctrica (GWh)	55.546	262.850
% Producción eléctrica	21.1	100

Tabla 3.5. Resumen de datos de energía en España. Elaboración propia [34]

A la vista de estos datos provisionales, vemos que en el año 2016 la energía nuclear ocupó el primer puesto en el sistema eléctrico español al haber producido el 21,1% de la energía total. Por lo que lo más lógico sería alargar la vida útil de las centrales nucleares españolas.

A día de hoy, se habla de un “envejecimiento del parque nuclear español”, debido a que las centrales nucleares de nuestro país rondan la treintena de años, teniendo establecida una vida útil cercana a los 40. Las licencias operativas de estas centrales finalizarán entre el año 2027 y el 2030, por lo que ya estaríamos llegando con retraso al desarrollo de otras alternativas.

El presidente de Foro Nuclear, Antonio Cornadó, señaló en un artículo para el Diario ABC en noviembre de 2015, la importancia de mantener operativo el parque nuclear español y la necesidad de esta tecnología a largo plazo en España. Según relata, el parque nuclear español genera una quinta parte de la electricidad que consumimos, posicionándose como la tecnología que más electricidad genera en España. A todo esto, hay que sumar que las centrales nucleares españolas evitan al año la emisión de entre 45 y 55 millones de toneladas de CO₂ a la atmósfera, por lo que según él, se debe tener muy presente a la energía nuclear como respuesta frente al cambio climático [68].

José Ramón Torralbo, presidente de la Sociedad Nuclear Española (SNE), reclamó en un acto en Santander en septiembre de 2016, un proyecto a largo plazo para las centrales nucleares españolas, basado en alargar su vida útil de los 40 años establecidos, a los 60, ya que estas centrales nada tienen que ver con lo que eran en el momento de su creación. Las inversiones realizadas permiten que sigan operando, lo que supondría evitar la emisión de millones de toneladas de CO₂ a la atmósfera [90].

4. Residuos radiactivos

4.1. Concepto de residuo radiactivo

Existen átomos en cuyo núcleo el número de neutrones resulta escaso o excesivo, lo que hace a este núcleo ser inestable (radiactivo). Estos átomos con núcleo inestable son denominados “átomos radiactivos”. Si el átomo radiactivo corresponde al isótopo de un elemento químico, éste es denominado isótopo radiactivo o radioisótopo.

Los núcleos inestables se transforman (o desintegran) en busca de configuraciones más estables, liberando energía mediante la emisión de radiaciones ionizantes. La radiación ionizante es un tipo de energía liberada por núcleos radiactivos en forma de ondas electromagnéticas (rayos gamma), partículas (alfa o beta), o neutrones [5].

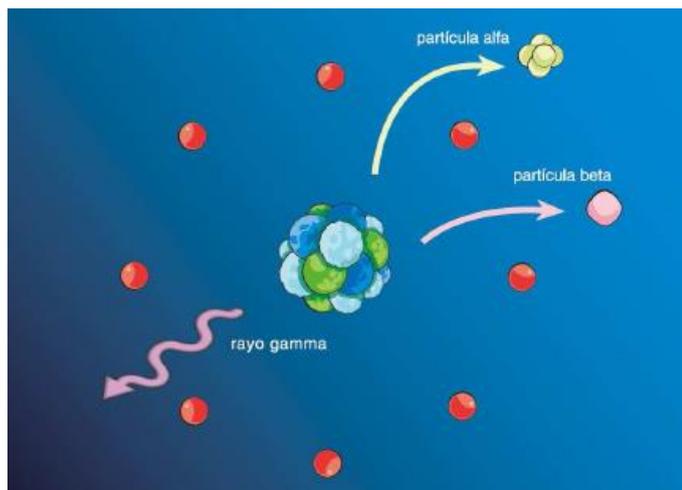


Figura 4.1. Desintegración radiactiva [36]

Se define radiactividad como la propiedad que presentan estos núcleos inestables, denominados radiactivos, de descomponerse en otros más estables. Dentro de este concepto, la palabra actividad indica la velocidad con que estas transformaciones tienen lugar en una sustancia radiactiva, y se medirá como el número de núcleos atómicos que se transforman o desintegran por unidad de tiempo, siendo su unidad natural el Becquerel (Bq), que se corresponde con una desintegración por segundo [1].

Las radiaciones emitidas como consecuencia de la desintegración radiactiva son las siguientes [1], [2]:

- **Partículas alfa (α).** Se producen al desprenderse dos protones y dos neutrones del núcleo radiactivo. Es una emisión de partículas cargadas positivamente, que son idénticas a los núcleos de helio. Son las más fáciles de detener debido a su gran masa, basta una hoja de papel, unos centímetros de aire o la piel humana para detenerlas. Este tipo de radiación suele ser emitida por los núcleos de isótopos con número atómico elevado, como por ejemplo los del uranio, torio, radio y plutonio.
- **Partículas beta (β).** Se producen cuando el núcleo radiactivo emite un electrón, tras convertirse un neutrón en un protón, o viceversa. Por lo tanto, en una desintegración β , el núcleo resultante tiene un neutrón menos y un protón más que su progenitor, o viceversa, quedando pues inalterado su número másico (A). Tienen menos masa que las partículas alfa, por lo que su poder de penetración en la materia es mayor, aunque se detienen con unos pocos centímetros de aluminio.

Este tipo de partículas puede ocasionar quemaduras en la piel, pero no penetran en los tejidos.

Ni las partículas beta, ni tampoco las alfa, son un problema para la salud, a no ser que se ingiera una sustancia fuertemente radiactiva, en cuyo caso sí que podrían provocar heridas internas.

- **Rayos gamma (γ).** Es una radiación de naturaleza electromagnética, es decir, de idéntica naturaleza que la luz visible, la ultravioleta, o los rayos X, pero puede ser mucho más energética y no posee carga. Puesto que no tiene masa, su poder de penetración en la materia es muy elevado, necesitándose para su detección espesores de un metro de hormigón o unos centímetros de plomo, dependiendo de su energía.

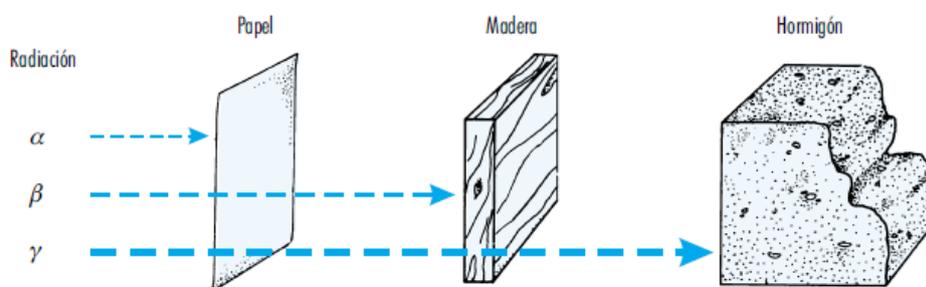


Figura 4.2. Capacidad de penetración de las partículas alfa, partículas beta y de los rayos gamma [2]

- **Neutrones.** Son partículas procedentes de la fisión de núcleos radiactivos de forma espontánea, o de reacciones nucleares de fisión artificiales. Aunque su masa es muy elevada, pueden llegar a ser muy penetrantes en la materia, ya que no poseen carga eléctrica. Su mayor cualidad, es la producción de núcleos radiactivos en su interacción con núcleos estables.

En la siguiente imagen (Figura 4.3), se puede comparar el poder penetrante que tienen los distintos tipos de radiación que acabamos de describir:

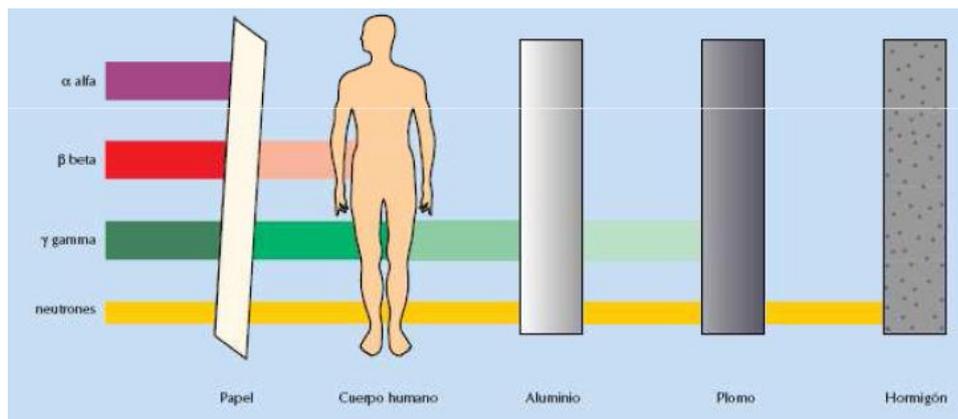


Figura 4.3. Poder penetrante de la radiación ionizante [1]

En el lenguaje formal de la tecnología nuclear a menudo se utiliza el término “radionucleido”, que hace referencia al conjunto de los núcleos radiactivos de una misma especie [40].

Un radionucleido se representa con el símbolo del elemento químico precedido de su número atómico (A) como superíndice, o también, por el símbolo del elemento químico unido por un guión al número másico. Por ejemplo ^{226}Ra ó Ra-226.

Así pues, se considera como residuo radiactivo cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso y que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por las autoridades competentes. En España, este concepto está definido en la Ley 54/1997, de “Regulación del Sector Eléctrico” siendo la autoridad competente que establece las concentraciones o niveles de actividad el Ministerio Energía, Turismo y Agenda Digital, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear [3], [5].

4.2. Clasificación de los residuos radiactivos

Existe una amplia gama de residuos radiactivos. A la hora de proceder a su clasificación, algunos de los criterios que pueden servirnos de base son: el estado físico, el tipo de radiación emitida, su actividad específica, el periodo de semidesintegración, y la radiotoxicidad [2].

- **Estado físico.** En función de su estado físico, los residuos radiactivos pueden clasificarse en sólidos, líquidos y gaseosos. Este criterio tiene una gran importancia, ya que el tratamiento que recibirán será diferente según el estado físico en el que se encuentren.

- **Tipo de radiación emitida.** Como se ha comentado anteriormente, la desintegración de los radionucleidos presentes en los residuos radiactivos da lugar a una liberación de energía mediante la emisión de rayos gamma (γ), partículas alfa (α), partículas beta (β), o neutrones. Desde este punto de vista, los residuos radiactivos pueden clasificarse en emisores alfa (α), beta (β), gamma (γ), o de neutrones.
- **Actividad específica.** Se denomina actividad específica de un residuo radiactivo, a la actividad por unidad de masa o volumen de dicho material. Este valor dependerá de la actividad de los radionucleidos presentes en el residuo radiactivo (cantidad de núcleos radiactivos que se desintegran por unidad de tiempo). Su unidad en el SI es el Bq/g, y en función de ese valor, el residuo radiactivo será considerado de baja, media o alta actividad.
- **Período de semidesintegración ($T_{1/2}$).** Una muestra de residuo radiactivo contiene por lo general distintos tipos de radionucleidos. Cada uno de ellos tiene un determinado periodo de semidesintegración, que se corresponde con el tiempo necesario para que la actividad de éstos se reduzca a la mitad. El valor de este periodo nos da una idea acerca del tiempo necesario para que un radionucleido reduzca su actividad hasta niveles aceptables. Así pues, en función del periodo de semidesintegración de los radionucleidos presentes en los residuos radiactivos, éstos pueden clasificarse en:
 - **Residuos radiactivos de vida corta o media.** Contienen radionucleidos cuyo periodo de semidesintegración es inferior a 30 años.
 - **Residuos radiactivos de vida larga.** Contienen radionucleidos cuyo periodo de semidesintegración es superior a 30 años.
- **Radiotoxicidad.** Es una propiedad de los residuos radiactivos que establece su peligrosidad desde el punto de vista biológico, y engloba diversos parámetros como el tipo de radiación emitida por los radionucleidos presentes en él, su periodo de semidesintegración, la velocidad con la que éstos pueden ser expulsados del organismo, así como su capacidad para fijarse en los tejidos u órganos, entre otros. En la Tabla 4.1 se recoge una clasificación de radionucleidos en cuatro grupos, en función de su grado de radiotoxicidad por unidad de actividad.

GRUPO A	GRUPO B	GRUPO C	GRUPO D
Alta toxicidad	Media-Alta toxicidad	Media-Baja toxicidad	Baja toxicidad
Ra-226	Sr-90	P-32	H-3
Pu-239	I-125	Au-198	Cr-31
Am-241	I-126	Mb-99	Tc-99
	I-131		

Tabla 4.1. Clasificación de radionucleidos en función de su radiotoxicidad [33]

La clasificación de residuos radiactivos internacionalmente más aceptada es la propuesta por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA). La primera norma relativa a este tema se publicó en 1970, publicándose revisiones de la misma en 1981 y 1994. El sistema de clasificación presentado a continuación, reemplaza a los sistemas de clasificación establecidos en normas anteriores, y está centrado en los residuos radiactivos que se encuentran en estado sólido. A pesar de esto, el planteamiento básico también podría aplicarse a la gestión de los residuos líquidos y gaseosos, siempre que sean procesados obteniéndose un desecho sólido. Así pues, el sistema de clasificación actual, publicado en 2015 por el OIEA, establece como base del sistema de clasificación, seis clases de residuos o desechos radiactivos [32]:

- **Desechos exentos (EW).** Contienen concentraciones de radionucleidos tan reducidas, que no es necesario establecer disposiciones en materia de protección radiológica, independientemente de que la disposición final de estos residuos sea en vertederos convencionales, o que se vayan a reciclar. Así pues, este tipo de residuos radiactivos cumple con los criterios necesarios para su exclusión del control reglamentario de protección radiológica.
- **Desechos de periodo muy corto (VSLW).** Contienen radionucleidos con periodos de semidesintegración muy cortos y cuyas concentraciones de actividad se encuentran por encima de los niveles de exclusión del control radiológico reglamentario. Como consecuencia de ello, estos residuos radiactivos son almacenados durante un periodo limitado de algunos años como máximo, hasta que la concentración de su actividad se encuentre por debajo de los niveles reglamentarios para su descarga en el medio ambiente, como por ejemplo en vertederos. Como ejemplo de este tipo de residuos tenemos a los procedentes de

fuentes que emplean Ir-192 y Tc-99, así como algunos de los utilizados con fines médicos y de investigación.

- **Desechos de actividad muy baja (VLLW).** Son residuos que no cumplen necesariamente con los criterios de los desechos EW, pero que a pesar de esto, no necesitan un elevado grado de contención ni de aislamiento. Pueden ser almacenados en instalaciones próximas a la superficie del terreno, y deben ser sometidos a controles reglamentarios de protección radiológica, aunque éstos son limitados. En este tipo de residuos radiactivos, las concentraciones de radionucleidos de periodo largo son muy limitadas, y suelen pertenecer a este grupo la tierra y escombros con baja concentración de actividad, así como los residuos resultantes de la extracción de uranio y tratamiento de menas y minerales.
- **Desechos de actividad baja (LLW).** Contienen radionucleidos de periodo corto con elevada concentración de actividad, así como radionucleidos de periodo largo, pero sólo con niveles relativamente bajos de concentración de la actividad. Este tipo de residuos radiactivos deben estar sometidos a controles de protección radiológica reglamentarios y requieren de su aislamiento durante periodos elevados de hasta algunos cientos de años mediante su disposición en instalaciones cercanas a la superficie.
- **Desechos de actividad intermedia (ILW).** Son residuos que debido a que contienen radionucleidos emisores alfa de periodo largo, requieren de un mayor grado de contención y aislamiento de la biosfera que el que ofrece la disposición final cerca de la superficie. Por lo tanto, la disposición final de este tipo de residuos radiactivos debe llevarse a cabo en instalaciones situadas a profundidades que oscilan entre algunas decenas, y varios cientos de metros. No obstante, para estos desechos no es necesario adoptar disposiciones, o únicamente de forma limitada, en relación con la disipación de calor durante su almacenamiento temporal y disposición final.
- **Desechos de actividad alta (HLW).** Contienen elevadas concentraciones de radionucleidos de periodo corto y largo, por lo que requieren un mayor grado de contención y aislamiento del medio ambiente que los residuos ILW, a fin de garantizar la seguridad a largo plazo. Los niveles de concentración de la actividad de los desechos HLW son muy elevados y oscilan normalmente entre los 10^4 y los 10^6 TBq/m³. Además, este tipo de residuos generan cantidades considerables de calor como consecuencia de la desintegración

radiactiva de los radionucleidos presentes en ellos. La opción más aceptada para la disposición final de los desechos HLW, consiste en su almacenamiento en formaciones geológicas profundas estables, generalmente a varios cientos de metros o más bajo la superficie. Dentro de este grupo HLW, se incluye principalmente el combustible gastado de las centrales nucleares cuando es considerado como residuo, los desechos acondicionados derivados de las actividades de reproceso de dicho combustible, y cualquier otro desecho que por sus características requiera de un grado de contención y aislamiento comparable.

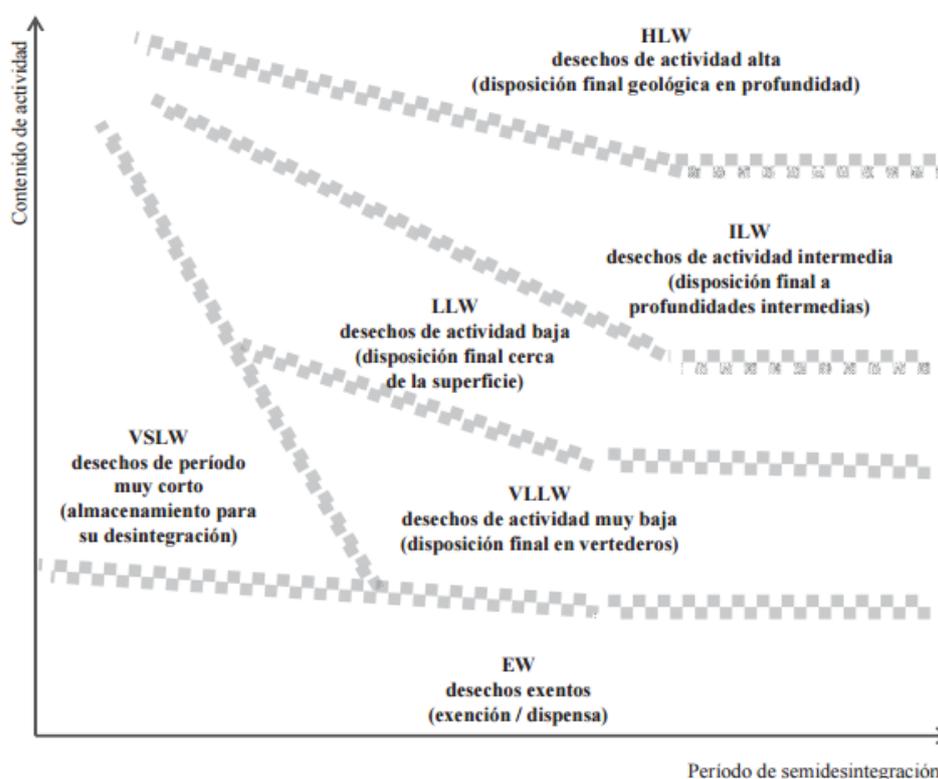


Gráfico 4.1. Ilustración del sistema de clasificación de desechos [32]

CLASIFICACIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA

En España los residuos radiactivos se clasifican desde el punto de vista de su gestión final. Esta clasificación tiene en cuenta la actividad inicial de los residuos, y el periodo de semidesintegración de los radionucleidos presentes en dichos residuos de forma mayoritaria [19], [37]:

- **Residuos de muy baja actividad (RBBA).** Debido a su bajo contenido radiactivo, no necesitan elevados requisitos para su gestión. Decaen

suficientemente tras un periodo temporal de almacenamiento, después del cual pasan a ser considerados exentos. Estos residuos se dividen a su vez en dos categorías:

- **De vida corta y media.** Cuando sus concentraciones de actividad son del orden de 10 a 1.000 Bq/g. En España la gestión de estos residuos tiene lugar por medio de su almacenamiento en superficie en el centro de almacenamiento de El Cabril (Córdoba).
- **De vida larga.** Se generan como consecuencia de las actividades mineras y de la fabricación de concentrados de uranio necesarios para la fabricación del combustible nuclear. Esos residuos radiactivos contienen radionucleidos que pertenecen a las cadenas de desintegración del U-238 y del Th-232, que tienen por lo general, periodos de desintegración muy elevados (superiores a los 30 años). En España la gestión de este tipo de residuos se lleva a cabo mediante su apilamiento y estabilización en las propias instalaciones productoras.
- **Residuos de baja y media actividad (RBMA).** Son generados principalmente en las actividades de limpieza de las centrales nucleares, desmantelamiento de las mismas, minería, fabricación de combustible nuclear y servicios de medicina nuclear en hospitales, así como en diversas actividades llevadas a cabo en la industria y en centros de investigación. Presentan bajos niveles de actividad específica y no generan calor. Este tipo de residuos se desglosa a su vez en dos categorías:
 - **De vida corta o media.** Son aquellos cuya actividad se debe a la presencia de radionucleidos emisores beta-gamma con periodo de semidesintegración inferior o del orden de 30 años, y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy reducido o se encuentra limitado. La radiactividad de estos residuos habrá decaído dentro de algunos cientos de años y podría ser comparable a los valores del fondo natural existente en la superficie de la tierra. En España la gestión de estos residuos se lleva a cabo mediante su almacenamiento en superficie en las instalaciones de El Cabril (Córdoba).
 - **De vida larga.** Contienen radionucleidos emisores alfa con periodos de semidesintegración superiores a los 30 años, siendo almacenados in situ en el lugar de producción y cuyo

almacenamiento a largo plazo está previsto en superficie en un Almacén Temporal Centralizado, debido a que no son susceptibles de ser almacenados en las instalaciones de El Cabril (Córdoba).

- **Residuos de alta actividad (RAA).** Estos residuos radiactivos contienen radionucleidos emisores beta y gamma (vida corta y media), y radionucleidos emisores alfa (vida larga) con periodos de semidesintegración superiores a 30 años, pudiendo llegar a alcanzar las decenas de miles de años. Los niveles de actividad específica de estos residuos son muy elevados, y desprenden calor debido a la desintegración radiactiva de los radionucleidos presentes en él. Están formados principalmente por el combustible gastado procedente de los reactores nucleares, y por los residuos radiactivos vitrificados generados en las actividades de reproceso de dicho combustible. Este material radiactivo, es inicialmente almacenado en las propias instalaciones de producción, estando previsto su almacenamiento temporal en superficie a largo plazo, en un Almacén Temporal Centralizado.

La Tabla 4.2. muestra la clasificación de los residuos radiactivos en España que acabamos de describir, con sus vías de gestión ya operativas, o previstas:

ACTIVIDAD INICIAL	PERIODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN	
	Vida corta y media Principales elementos < 30 años	Vida larga Principales elementos > 30 años
Muy baja (RBBA)	Almacenamiento en superficie existente: CENTRO DE ALMACENAMIENTO "EL CABRIL"	Estabilización "in situ" en los emplazamientos mineros
Baja y media (RMBA)	Almacenamiento en superficie existente: CENTRO DE ALMACENAMIENTO "EL CABRIL"	Previsto en Almacén Temporal Centralizado (ATC) en superficie
Alta (RAA)	Almacenamiento in situ, incluso con Almacenes Temporales Individualizados (ATI). Previsto en Almacén Temporal Centralizado (ATC) en superficie	

Tabla 4.2. Clasificación de los residuos radiactivos en España y sus vías de gestión [37]

4.3. Origen de los residuos radiactivos

El origen de los residuos radiactivos es muy diverso, ya que éstos pueden tener su origen en un gran número de actividades. Las principales aplicaciones que producen residuos radiactivos pueden dividirse en dos categorías, energéticas y no energéticas:

- **Aplicaciones energéticas.** Es el grupo más importante, representando alrededor del 95% del total de residuos radiactivos generados. Se incluyen en este grupo las diferentes actividades destinadas a la producción de electricidad, así como las de clausura de instalaciones nucleares [3].

- **Residuos radiactivos generados en la producción de electricidad de origen nuclear.** Dentro de este grupo se incluyen los residuos radiactivos generados durante todo el ciclo del combustible nuclear, desde la minería y extracción del uranio (estériles de minería), pasando por la fabricación de los elementos combustibles (efluentes líquidos, herramientas, papeles, ropa de trabajo, productos de descontaminación, etc.), y acabando por los obtenidos durante el uso del combustible nuclear en los reactores nucleares (combustible nuclear gastado, equipos utilizados en la purificación de circuitos de refrigeración, así como herramientas, uniformes de trabajo, trapos, etc.). Salvo el combustible nuclear gastado, todos los demás residuos obtenidos en estas actividades son considerados RBMA.

Además de los residuos radiactivos generados en estas actividades, se debe hacer referencia también a los obtenidos durante el transporte y tratamiento del combustible nuclear gastado en instalaciones de almacenamiento temporal, así como los producidos en las plantas de reproceso de dicho combustible. Los residuos obtenidos en estas actividades están formados básicamente por efluentes líquidos y gaseosos, guantes, herramientas, equipos de trabajo, etc. (RBMA), y por los residuos vitrificados resultantes del reproceso del combustible nuclear gastado (RAA) [3], [6].

- **Residuos radiactivos generados en la clausura de instalaciones nucleares.** Se incluyen aquí los residuos producidos durante el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares (las propias centrales y las instalaciones de almacenamiento temporal de residuos radiactivos). Ejemplo de estos residuos

serían la vasija del reactor, equipos, filtros, circuitos, hormigón contaminado, etc. [3], [6].

- **Aplicaciones no energéticas.** Están derivadas del uso de isótopos radiactivos en actividades como la investigación, la medicina y la industria en general. Este grupo es conocido como el de los “pequeños productores”, ya que incluso en países con tecnología muy avanzada donde las actividades que utilizan isótopos radiactivos en este campo se encuentran muy desarrolladas, el volumen generado de este tipo de residuos es muy reducido en comparación con el obtenido en aplicaciones energéticas.

En las plantas médicas y hospitalarias, se utilizan para el diagnóstico elementos radiactivos no encapsulados, normalmente en fase líquida, generándose también residuos radiactivos en estado sólido, como por ejemplo algodones, guantes y jeringuillas, así como residuos radiactivos líquidos, considerados todos ellos como RBMA. Además, en radioterapia, el tratamiento de tumores se lleva a cabo tanto con fuentes radiactivas encapsuladas como no encapsuladas, destacando las fuentes encapsuladas de Co-60. Estas fuentes radiactivas, generalmente de mucha actividad, deben ser sustituidas debido al decaimiento radiactivo cuando su actividad disminuya por debajo de un determinado nivel, ya que dejan de ser útiles para esta finalidad, pasando a ser gestionadas a partir de ese momento como RBMA.

En los procesos industriales, está especialmente extendido el uso de fuentes radiactivas encapsuladas (generalmente de baja actividad) para obtener medidas de humedad, densidad, o espesor en procesos de difícil acceso. También son utilizadas este tipo de fuentes para ensayos no destructivos en construcciones metálicas (gammagrafía) y en esterilización industrial, aunque en estos últimos dos casos se necesitan fuentes encapsuladas de mayor actividad que las utilizadas en la toma de medidas. De igual forma que las fuentes encapsuladas utilizadas en aplicaciones médicas, cuando su nivel radiactivo decaiga a niveles que no compatibles con la actividad que desarrollan, deben ser gestionadas como RBMA.

Por último, en el caso de centros de investigación, los residuos radiactivos proceden de reactores de enseñanza e investigación, celdas calientes metalúrgicas (instalaciones auxiliares donde se llevan a cabo ensayos, manipulaciones, pruebas, etc.), plantas piloto y servicios de descontaminación. Estos residuos generados pueden tener una naturaleza muy variable, pudiendo cubrir toda la escala de clasificación de los residuos radiactivos [3], [6].

4.4. El combustible nuclear gastado (CG). Problemática

Una vez que el combustible nuclear ha alcanzado el fin de su vida útil dentro del reactor, se procede a su extracción, denominándose a partir de ese momento combustible gastado o irradiado (CG). La composición del CG descargado de un reactor nuclear dependerá del tipo de combustible inicial, que será distinto en función del reactor para el que estuviera destinado (PWR, AGR, etc.). Para un mismo tipo de reactor, la composición del CG no será siempre la misma, sino que dependerá de las características iniciales que tenía ese combustible antes de ser introducido en el reactor, y del “grado de quemado” de éste. El grado de quemado de un combustible nuclear es la energía térmica producida durante su estancia en el núcleo del reactor y se expresa en megavatios por día y por tonelada de uranio cargado en el reactor (MWd/tU). Además, la composición que posee el CG nada más ser descargado del reactor no se mantendrá constante, sino que variará con el tiempo debido a la desintegración de los radionucleidos presentes en él.

La gran mayoría de los reactores que se encuentran actualmente en operación son del tipo agua ligera (PWR y BWR), perteneciendo a este grupo los que se encuentran operativos a día de hoy en nuestro país. Este tipo de reactores refrigerados por agua, utilizan como combustible óxido de uranio (UO_2) ligeramente enriquecido con U-235 (3-5%), en forma de pastillas que van envainadas en unos tubos o barras de una aleación de zirconio (Zircaloy) que están cerradas por sus extremos. Estas barras se van ensamblando en lo que se conoce como “elemento combustible” (Figura 4.4) y que está constituido por varias decenas de estas barras formando una estructura que suele ser cuadrangular [1], [5].

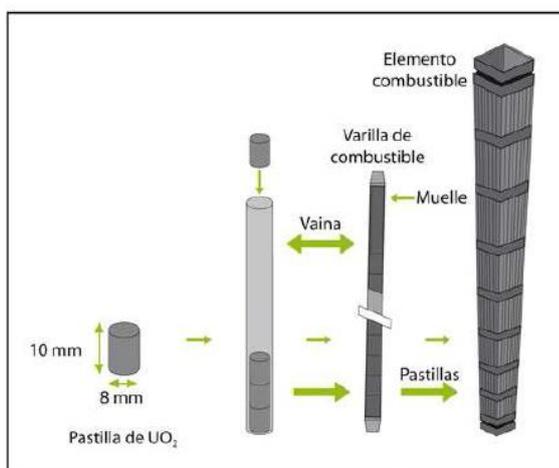


Figura 4.4. Elemento de combustible nuclear [1]

Como hemos dicho, una vez que los elementos combustibles han finalizado su vida útil dentro del reactor, se extraen, estando formados en ese momento por una mezcla de átomos estables y radiactivos. La composición de este CG, dependerá, como se ha comentado, de su grado de quemado, y del enriquecimiento inicial del combustible en el isótopo U-235. Así pues, estos elementos combustibles tras ser descargados del reactor, estarán compuestos principalmente por uranio, que representa alrededor del 95% del porcentaje másico del CG (aproximadamente un 1% de U-235 no fisionado), y por una compleja mezcla de radionucleidos formada básicamente por [2], [5]:

- **Actínidos**, que se generan cuando el U-238 captura alguno de los neutrones producidos en la fisión del U-235. Los más importantes son los del plutonio (básicamente Pu-239) y los llamados actínidos minoritarios (AMs) del neptunio (Np), americio (Am) y Curio (Cm).
- **Los productos de fisión y sus descendientes**, producidos por la fisión del U-235, como por ejemplo Tc-99, I-129, Cs-135, Cs-137 entre otros.
- **Los productos de activación**, que se originan por la irradiación de los neutrones sobre las vainas que contienen el combustible y sobre el resto de materiales estructurales. No contribuyen de manera significativa al inventario radiotóxico del CG, y como ejemplo de estos podemos destacar el Nb-94, Ni-59 y C-14 entre otros.

El conjunto de los actínidos, productos de fisión y productos de activación, junto con los productos de desintegración radiactiva, cubren la casi totalidad de los elementos químicos de la tabla periódica.

Por diversos motivos, es de gran utilidad disponer de lo que se llama un combustible de “referencia”, que represente a la mayor parte del CG generado dentro del programa nuclear de un determinado país. En España el CG de referencia corresponde al procedente de un reactor de agua ligera del tipo PWR con un porcentaje de enriquecimiento inicial en el isótopo U-235 del 3,5% y un grado de quemado de 40 GWd/tU. La composición, en porcentaje másico, de una pastilla de CG de este tipo nada más ser descargada del reactor, es la siguiente (Figura 4.5) [5]:

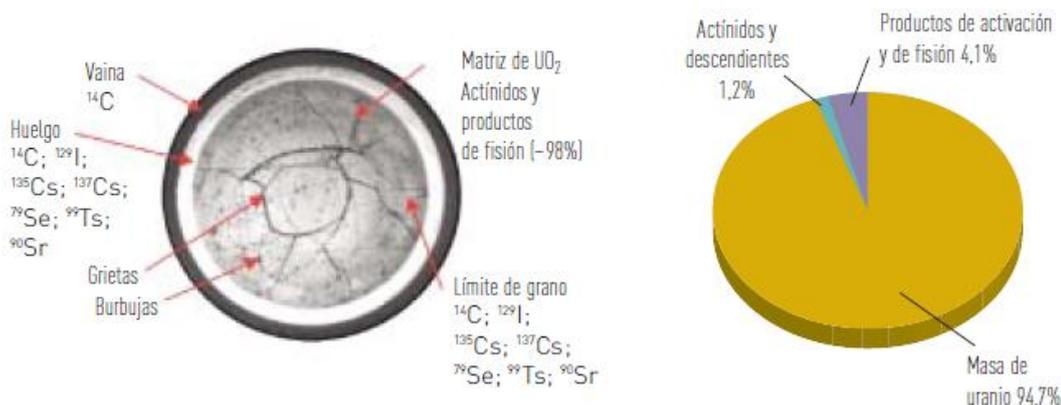


Figura 4.5. Sección transversal y porcentaje másico de una pastilla de CG con un grado de quemado de 40 GWd/tU [5]

El CG descargado de los reactores nucleares presenta importantes problemas a la hora de abordar su gestión y tratamiento, debido fundamentalmente a su radiactividad. Uno de los principales problemas que plantea el CG es la emisión de radiaciones ionizantes, que son emitidas durante miles de años y de las cuales se debe proteger a las personas y al medio ambiente. Además, el CG tras ser descargado del reactor emite calor, lo que complica más aún su gestión. A todo esto hay que sumar el hecho de que pueda ser objetivo terrorista con la intención de ser utilizado para fines desconocidos. Estos y otros problemas que plantea el CG, y en consecuencia los RAA generados en su reproceso (concepto desarrollado en puntos sucesivos), serán abordados con detalle a continuación:

Emisión de radiaciones

El CG tras ser descargado del reactor nuclear emite radiaciones ionizantes como consecuencia de los radionucleidos presentes en él. Como se comentó en puntos anteriores, las radiaciones ionizantes son un tipo de energía liberada en forma de radiaciones gamma (γ), partículas alfa (α), partículas beta (β) o neutrones, como resultado de la desintegración espontánea de los núcleos atómicos radiactivos existentes en este combustible.

Estas radiaciones emitidas por el CG, y también por los RAA vitrificados obtenidos en el proceso de reutilización parcial del CG, son el principal responsable de la dificultad que presenta la gestión y tratamiento de estos elementos. Esto se debe a que las radiaciones emitidas por estos materiales son perjudiciales desde el punto de vista biológico, por lo que el hecho de tener que proteger a las personas y al medio ambiente de éstas, dificulta enormemente su manipulación, tratamiento y evacuación final.

Como es sabido, la actividad específica de una sustancia radiactiva (actividad por unidad de masa o volumen de dicha sustancia o material radiactivo), decrece con el paso del tiempo. Así pues, volviendo al ejemplo del CG procedente de los reactores de agua ligera y más concretamente al procedente de un reactor de tipo PWR, el Gráfico 4.2 muestra la evolución de la actividad específica de una muestra de CG con un 3,5 % de U-235 y un grado de quemado de 40 GWd/tU, en función del tiempo transcurrido desde su descarga del reactor [5]:

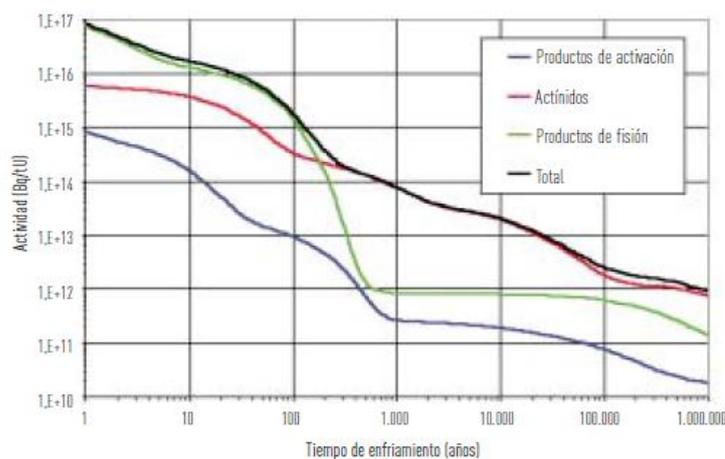


Gráfico 4.2. Actividad total de una muestra de CG con 3,5% de U-235 y 40 GWd/tU de grado de quemado [5]

Como se pone de manifiesto en este gráfico, durante los primeros 200 primeros años de decaimiento, la radiactividad de este tipo de CG se debe fundamentalmente a los productos de fisión emisores beta (β) y gamma (γ) como el Sr-90 ($T_{1/2} = 29$ años) y el Cs-135 ($T_{1/2} = 30$ años), siendo éstos los máximos contribuyentes a la actividad del CG en ese periodo de tiempo. Tras estos 200 años, los actínidos, básicamente los emisores alfa (α), toman el relevo, siendo el Am-241 ($T_{1/2} = 433$ años) principalmente el que marcará el perfil de la evolución temporal de la actividad total de este CG hasta los 1.000 años de decaimiento. De los 1.000 a los 10.000 años la actividad será debida principalmente al Pu-240 ($T_{1/2} = 6.560$ años) y de ahí a los 100.000 años, por el Pu-239 ($T_{1/2} = 24.100$ años). Pasados los 100.000 años, la radiactividad del CG se deberá, fundamentalmente, al Pu-242 ($T_{1/2} = 3,75 \cdot 10^5$ años), al U-234 ($T_{1/2} = 2,46 \cdot 10^5$ años) junto con sus respectivos descendientes, al Np-237 ($T_{1/2} = 2,14 \cdot 10^6$ años) con sus descendientes también, así como a los productos de fisión de vida larga como el Tc-99 ($T_{1/2} = 2,13 \cdot 10^5$ años), el Cs-135 ($T_{1/2} = 2,3 \cdot 10^6$ años) y el I-129 ($T_{1/2} = 1,59 \cdot 10^9$ años) [5], [8].

En cuanto a la evolución temporal de la radiotoxicidad del CG, se debe recordar en primer lugar el concepto de toxicidad de una sustancia que es, en general, la capacidad que tiene para envenenar o causar daños físicos en los organismos. Esta radiotoxicidad dependerá de [5]:

- La capacidad que los radionucleidos presentes tengan para penetrar en el organismo de los seres vivos, que dependerá básicamente de su forma físico-química, de su volatilidad y de su solubilidad.
- La actividad que posea cada radionucleido presente en dicha sustancia y del tipo de radiación que emita.
- La dosis de radiación producida por unidad de actividad, ya sea adquirida ingestión, inhalación, o por vía externa,
- Los daños biológicos ocasionados por unidad de dosis de radiación recibida por el organismo expuesto.

La evolución de la radiotoxicidad con el tiempo, de una muestra de CG con un 3.5% de U-235 y un grado de quemado de 40 GWd/tU, desde su descarga de un reactor PWR, será la mostrada en el Gráfico 4.3 [5]:

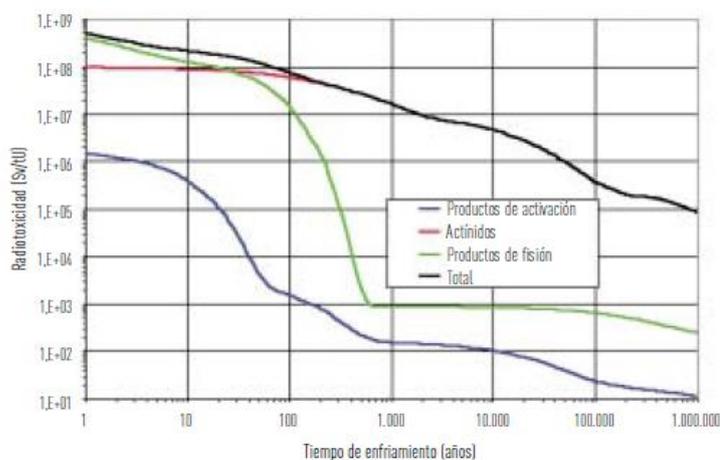


Gráfico 4.3. Inventario radiotóxico de una muestra de CG con 3,5% de U-235 y 40 GWd/tU de grado de quemado [5]

La radiotoxicidad de los emisores alfa (α) es más elevada que la de los emisores beta (β), motivo por el cual el perfil de la radiotoxicidad del CG es a partir de los pocos años de decaimiento, similar al de los actínidos. Como se aprecia en el gráfico anterior, los productos de fisión, como el Cs-137 ($T_{1/2} = 30$ años), son los mayores contribuyentes a la radiotoxicidad total del CG únicamente durante los primeros 30 años de enfriamiento, siendo la aportación a la radiotoxicidad total de los productos de activación, escasa

durante el periodo completo de decaimiento del CG. A partir de aproximadamente los 30 años de decaimiento del material y hasta los 5.000 el perfil de la evolución temporal de la radiotoxicidad total de este combustible estará definido por el Am-241 ($T_{1/2} = 433$ años) y por el Pu-240 ($T_{1/2} = 6.600$ años). De los 5.000 años en adelante la radiotoxicidad total del CG se deberá básicamente a distintos isótopos del uranio (U) y del plutonio (Pu) [5].

El problema de las radiaciones ionizantes (α , β , γ ó neutrones) reside en que éstas pueden ser absorbidas por los seres vivos, pudiendo llegar a ocasionar graves problemas de salud o incluso la muerte. Estas radiaciones pueden penetrar en el organismo por vía externa, como por ejemplo los rayos gamma, que atraviesan sin dificultad los tejidos. Pero no solo pueden ser absorbidas por vía externa mediante exposición directa a una fuente radiactiva, sino que pueden penetrar en el cuerpo mediante ingestión o inhalación de una sustancia radiactiva. Esta vía tiene un agravante, porque el elemento químico que penetra en el cuerpo, ya sea por ingestión o inhalación, puede metabolizarse y permanecer durante mucho tiempo en él, emitiendo radiaciones. Un claro ejemplo de esto sería el plutonio, que puede fijarse a los huesos y pulmones emitiendo radiaciones ionizantes que podrían originar distintos efectos nocivos.

Cuando las radiaciones ionizantes penetran en el organismo producen cambios en los átomos, al menos de manera transitoria y, en consecuencia pueden producir alteraciones en la estructura de la molécula a la que estos pertenecen. Si las moléculas afectadas pertenecen a una célula viva, la propia célula puede verse dañada, bien directamente si la molécula afectada por la radiación resulta crítica para la función celular, o indirectamente al producirse cambios químicos en las moléculas adyacentes a estas moléculas críticas, como por ejemplo mediante la formación de radicales libres. Estos radicales libres, pueden reaccionar entre sí y con otras moléculas, originando cambios en las moléculas biológicamente importantes (críticas) para el funcionamiento de las células. Entre las moléculas críticas para la función celular y que resultan biológicamente importantes, se pueden destacar las portadoras del código genético (ácido desoxirribonucleico ó ADN) o de la información para sintetizar proteínas (ácido ribonucleico ó ARN). El daño celular será particularmente importante si la radiación afecta a alguna de estas moléculas, pudiendo estos daños llegar a impedir la supervivencia o reproducción de las células a las que pertenecen. No obstante, de manera frecuente estos daños son reparados por ellas mismas, pero si la reparación no es del todo perfecta, pueden resultar células que son viables, pero que resultan modificadas. Por lo tanto, estas transformaciones biológicas en las células como consecuencia de radiación ionizante, que pueden tener lugar

entre algunos segundos y varias décadas de la irradiación, podrían llegar a destruirlas o modificarlas, de forma que pudiera originarse algún tipo de efecto adverso.

Por otra parte, la aparición de células modificadas puede deberse a numerosas causas ajenas a la radiación ionizante, por lo que el peligro que ésta entraña, no es la producción de mutaciones o modificaciones en las células, sino que reside en el hecho de que esta radiación pueda inducir en un número de mutaciones celulares superior al que todo ser vivo produce de forma espontánea, provocando una situación cuyas condiciones el organismo no sea capaz de superar. Además de esto, cabe destacar que no todas las células tienen la misma respuesta a la radiación, fenómeno que se mide con la llamada “radiosensibilidad”. Una célula es muy radiosensible cuando, sometiendo a un grupo de éstas a bajas dosis de radiación, muere un alto porcentaje de las mismas.

La repercusión que tendrá la absorción de radiaciones ionizantes por parte de los organismos dependerá de varios factores, entre los que se incluyen fundamentalmente su sensibilidad, el tipo de radiación (α , β , γ ó neutrones) al que estén expuestos, así como la cantidad o dosis de radiación recibida junto con la extensión del periodo de tiempo en el que ha sido recibida dicha dosis. No es lo mismo recibir una determinada dosis de radiación ionizante en un amplio periodo de tiempo, que recibir la misma dosis en un periodo de tiempo menor [5], [22].

La cantidad o dosis de radiación recibida por un individuo situado en las proximidades de una fuente radiactiva, depende fundamentalmente de una serie de factores expuestos a continuación [3], [5], [22]:

- **Distancia entre la fuente de radiación y el individuo.** La dosis de radiación recibida por el individuo disminuye de manera proporcional al aumentar la distancia entre la fuente y el individuo. De esta manera, por ejemplo ante una exposición directa de un individuo a una muestra de CG o RAA, cuanto mayor sea la distancia del individuo a esa muestra, menor será la dosis de radiación recibida y viceversa.
- **Cantidad de material radiactivo presente en la fuente de radiación.** Para un mismo tiempo de exposición a una fuente de radiación ionizante, la dosis de radiación recibida será más elevada cuanto mayor sea la cantidad del elemento emisor de radiaciones presente en dicha fuente. Por ejemplo, si nos situamos durante un periodo determinado de tiempo en las proximidades de una muestra de CG/RAA, recibiremos una determinada dosis de radiación, pero si aumentamos la cantidad de esa muestra y nos situamos a la misma

distancia que antes permaneciendo el mismo periodo de tiempo, recibiremos una dosis de radiación mayor que en el caso anterior.

- **Tiempo de permanencia.** Para una misma fuente de radiación ionizante, la dosis de radiación recibida aumenta a mayor tiempo de exposición a la fuente. Por ejemplo, si nos situamos frente a una muestra de CG/RAA y permanecemos durante un periodo de tiempo determinado recibiremos una dosis de radiación determinada, pero si en estas mismas circunstancias ese periodo de tiempo hubiera sido mayor, la radiación recibida hubiera sido también más elevada.
- **Barreras entre la fuente de radiación y el individuo.** Existen elementos que pueden atenuar total o parcialmente las radiaciones ionizantes. Dicha atenuación dependerá del tipo de radiación (α , β , γ ó neutrones) y del material interpuesto entre el individuo y la fuente radiactiva. En el caso de las radiaciones gamma, como hemos visto un blindaje de aluminio atenuaría parcialmente la radiación disminuyendo la dosis de radiación recibida con respecto a la inexistencia de esta barrera, sin embargo, un blindaje de plomo la atenuaría completamente, no recibiendo el individuo en este caso dosis de radiación alguna (Figura 4.3.). Este concepto se podría extrapolar a la dosis de radiación de radiación que recibiría un individuo que ante una exposición a una fuente de radiación elevada (caso de accidente nuclear en las proximidades de su estancia) permaneciera en su casa o en el interior de algún edificio. La dosis de radiación recibida por este individuo en estas circunstancias, será mayor o menor, dependiendo de la capacidad del material del que esté construido dicho edificio para atenuar total o parcialmente dicha radiación.

Para poder determinar los efectos biológicos producidos por las radiaciones ionizantes, ha de cuantificarse la cantidad o dosis recibida en el órgano u órganos afectados. Para ello se definen y utilizan las magnitudes resumidas en la Tabla 4.3:

MAGNITUD	DEFINICION	UNIDADES
DOSIS ABSORBIDA D	Cociente entre la energía media (dE) cedida por la radiación a la materia en un elemento de volumen, y la masa (dm) del mismo.	Unidad del S.I.: Gray (Gy). $1 \text{ Gy} = 1 \text{ Julio/kg}$ Unidad histórica: rad. $1 \text{ rad} = 0.01 \text{ Gy}$
DOSIS EQUIVALENTE H	Es una ponderación de la Dosis Absorbida, para tener en cuenta el tipo de radiación, de acuerdo con su potencialidad para producir efectos biológicos. $H = D \cdot w_R$, w_R - Factor de ponderación de la radiación.	Unidad del S.I.: Sievert (Sv). $1 \text{ Sv} = 1 \text{ julio/kg}$ Unidad histórica: rem. $1 \text{ rem} = 0.01 \text{ Sv}$ Valores de w_R: 1 Radiación X, beta, gamma, electrones y positrones. 5 Protones. 5 a 20 Neutrones, según su energía. 20 Radiación alfa, núcleos pesados.
DOSIS EFECTIVA E	Es una suma ponderada de las dosis medias recibidas por los distintos tejidos y órganos del cuerpo humano. $E = \sum_T w_T \cdot H_T$ Los factores w_T son representativos del detrimento, o contribución al riesgo total de daños biológicos, que supone la irradiación de cada órgano individual.	Sievert (Sv). Valores de w_T: 0,01 Sup.Huesos, Piel 0,05 Bazo, Mama, Hígado, Esófago, Tiroides, RESTO 0,12 Colon, Pulmón, Médula Roja, Estómago 0,20 Gónadas
COMPROMISO DE DOSIS (DOSIS COMPROMETIDA)	Tras una ingestión o inhalación de material radiactivo, dependiendo de su metabolismo, éste puede permanecer en el organismo durante mucho tiempo. Se denomina compromiso de dosis, o <i>dosis comprometida</i> , a la dosis acumulada por dicha causa durante un cierto periodo de tiempo (habitualmente 50 años).	
DOSIS COLECTIVA	Es la suma de las dosis (generalmente se aplica a la dosis efectiva) recibidas por un colectivo de población que esté expuesta a una misma fuente de radiación. Se expresa en Sievert x persona	

Tabla 4.3. La dosis de radiación y sus unidades de medida [22]

Como se aprecia en la tabla anterior, la Dosis Absorbida (D) corresponde a la energía depositada por unidad de masa de material irradiado, siendo esta magnitud generalmente utilizada cuando se estudian los efectos sobre un tejido u órgano de manera individual, mientras que la Dosis Equivalente (H) considera ya el tipo de radiaciones y su potencial daño biológico sobre el individuo, constituyendo un mejor índice de la toxicidad que la magnitud anterior. Por su parte, con la Dosis Efectiva (E) se tiene, además, una medida del riesgo de desarrollo de cánceres o daños hereditarios, ya que representa el efecto de las radiaciones sobre el cuerpo humano en su conjunto, teniendo en cuenta tanto el tipo de radiación, como los órganos y tejidos afectados. Para ello, se asigna un peso diferente a las dosis equivalentes recibidas por cada órgano en función del riesgo asociado a su irradiación. Con ello, éste resulta ser el índice de toxicidad más completo, especialmente si se realiza el

cálculo de la dosis recibida en el organismo desde el momento de la ingestión o inhalación de productos radiactivos hasta su completa eliminación. Esta medida la ofrece la Dosis Efectiva Comprometida, que será la magnitud empleada con carácter más general. Otra medida también muy utilizada, y que aparece reflejada en esta tabla, es la denominada Dosis Colectiva, que será la suma de las dosis (generalmente se aplica a la Dosis Efectiva) recibidas por una población que esté expuesta a una misma fuente de radiación. Con la Dosis Colectiva se pueden establecer comparaciones útiles con respecto al impacto producido por las distintas fuentes de radiación ionizante. Finalmente, aunque no aparece en la tabla anterior, se debe hacer referencia a la Dosis Equivalente Acumulada, que corresponde a la dosis que está recibiendo un individuo como consecuencia de la actividad acumulada en un periodo de tiempo. Se mide en Sv x año [3], [5], [22].

La reacción del organismo tras una irradiación varía mucho entre las distintas partes que lo componen, y depende también de si la dosis de radiación se recibe de una sola vez o en varias etapas. En general, los órganos pueden reparar hasta cierto punto los daños ocasionados por la radiación, de manera que una misma dosis suministrada de forma paulatina, es tolerada de mejor forma que si se recibe de manera instantánea.

Aquellos órganos que se ven más afectados por las radiaciones ionizantes, y que por consiguiente producen consecuencias más severas para el organismo, son los denominados órganos críticos, entre los cuales destacan principalmente los enumerados a continuación [3]:

- **La médula ósea**, donde se reproducen las células sanguíneas.
- **El intestino delgado**, donde se realiza la digestión y la absorción de los alimentos.
- **Las gónadas**, donde se producen y maduran las células germinales.

A la hora de identificar los efectos biológicos sobre el organismo, causados por las radiaciones ionizantes, existen diversas clasificaciones:

- Según la **relación causa-efecto** entre la radiación recibida y los daños producidos [3]:
 - **Estocásticos (aleatorios)**. La gravedad de los efectos ocasionados no depende de la dosis de radiación recibida, ya que en caso de producirse, éstos son siempre graves y comprenden la posible aparición de tumores malignos

(leucemias, cáncer, etc.) y alteraciones genéticas que darán lugar a anomalías hereditarias.

- **No estocásticos (causales).** En este caso la gravedad de los efectos biológicos sí que depende de la dosis de radiación recibida, siendo los daños más severos cuanto más elevada es dicha dosis, pudiendo llegar incluso a provocar la muerte del individuo.
- Según la **relación temporal** entre el momento que tiene lugar la irradiación y el tiempo que transcurre hasta que se manifiestan los efectos [3]:
 - **Efectos inmediatos.** Se manifiestan entre unas horas y unas semanas después de la exposición a la radiación, pudiendo causar un simple enrojecimiento de la piel cuando dosis elevadas de radiación son recibidas en una determinada zona del cuerpo durante un corto periodo de tiempo, o llegando incluso a causar la muerte cuando las dosis de radiación son muy elevadas y recibidas por todo el cuerpo en un intervalo tiempo muy reducido.
 - **Efectos retardados.** Se manifiestan cuando el individuo es sometido a bajas dosis de radiación, o a una dosis mayor, pero que es recibida a lo largo de un gran periodo de tiempo. Los efectos en este caso suelen corresponder con la aparición de cáncer o enfermedades congénitas.
- Según aparezcan los efectos **en los individuos o en sus descendientes** [3], [5]:
 - **Somáticos.** Aparecen cuando los daños se manifiestan durante la vida del individuo irradiado. Si un número suficientemente elevado de células de un mismo organismo o tejido mueren o resultan modificadas de forma drástica, puede producirse una pérdida de la función del órgano, que será más severa cuanto mayor sea el número de células afectadas, constituyendo un daño denominado somático que se manifestará al poco tiempo de producirse la irradiación.
El estudio de esta clase de efectos tiene un gran interés a la hora de poder predecir las consecuencias de la exposición a

dosis elevadas de radiación en el caso de accidentes en instalaciones radiactivas y nucleares.

Así pues, en función del tiempo transcurrido desde la irradiación hasta que aparecen los efectos, se distinguen dos tipos de efectos somáticos:

- **Somáticos inmediatos.** Aparecen en la persona irradiada en un intervalo de tiempo que puede ir desde unos días hasta semanas después de la exposición.
- **Somáticos retardados.** Se manifiestan entre los 10 y 40 años después de la exposición a la fuente radiactiva.
- **Genéticos.** Son aquellos en los que los daños se manifiestan en la descendencia del individuo irradiado, ya que la radiación ha producido lesiones en sus células reproductoras. Pueden aparecer en la primera generación o más frecuentemente en los individuos de las generaciones sucesivas, como enfermedades hereditarias, defectos mentales, anomalías óseas, etc. Son defectos estocásticos (aleatorios), ya que dependen de que una célula germinal con una mutación relevante tome parte o no en la reproducción.

Como hemos comentado anteriormente, los seres vivos no se encuentran únicamente expuestos a las radiaciones ionizantes de origen artificial, sino que están constantemente expuestos a radiaciones como consecuencia de la radiactividad natural [1].

A la hora de cuantificar la radiación ionizante en términos de su potencial para causar daños en los individuos, se utiliza la Dosis Efectiva, ya que tiene en consideración tanto el tipo de radiación, como la sensibilidad de los órganos y tejidos afectados. A pesar de que su unidad es el Sievert (Sv), esta unidad resulta muy elevada para su utilización práctica, por lo que se emplea más a menudo el submúltiplo miliSievert (mSv), que corresponde a la milésima parte de la unidad original.

Según la Organización Mundial de la Salud (OMS), cada individuo recibe una media de alrededor de los 3 mSv al año, correspondiendo aproximadamente el 80% a fuentes naturales de radiación (como el gas radón que emana de las rocas y la tierra, o los rayos cósmicos), y el resto a procedimientos y pruebas médicas [62]. En España, la población se encuentra expuesta a unos 2,4-3,7 mSv al año, una cantidad inocua o tolerable.

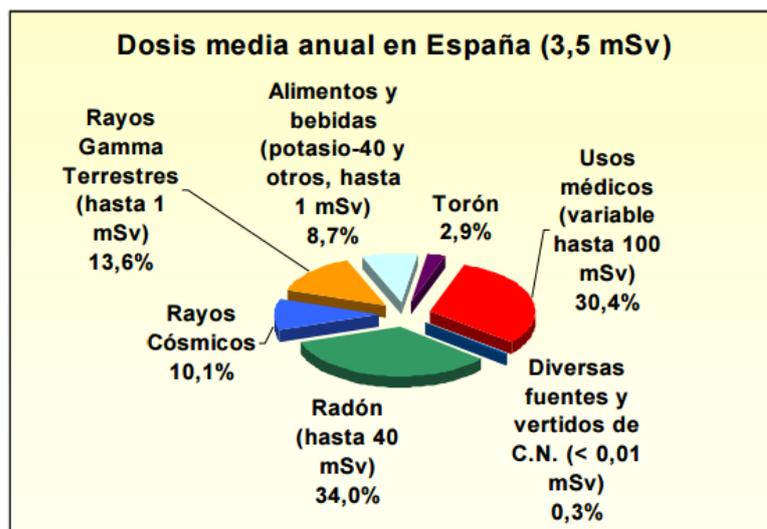


Gráfico 4.4. Dosis media anual en España [22]

Si bien, pueden existir grandes variaciones entre individuos que tengan hábitos diferentes, que vivan en distintas zonas con elevadas concentraciones de radón, o que se vean sometidas a tratamientos químicos más intensos [22].

Para hacernos una idea de la exposición a la que estuvo la población de Fukushima tras el accidente nuclear ocurrido en marzo de 2011, según reconoció la Agencia de Seguridad Nuclear japonesa, minutos después de la tercera explosión registrada en la central, los niveles de radiación llegaron a superar los 8 mSv por hora, prácticamente el triple de la cantidad normal a la que está sometido un individuo español durante todo el año [62].

Como se ha dicho anteriormente, la radiación ionizante puede afectar al funcionamiento de órganos y tejidos, pudiendo ocasionar una serie de daños en el individuo expuesto. Si la dosis de radiación recibida es relativamente alta, pero la exposición a esta tiene lugar durante un periodo de tiempo prolongado (baja tasa de dosis), el riesgo de sufrir daños es considerablemente menor, ya que existen más posibilidades de que éstos se reparen. No obstante, continúa existiendo riesgo de daños a largo plazo, como tumores por ejemplo, que pueden tardar años en aparecer. A pesar de que no siempre aparecen efectos adversos, la probabilidad de que tengan lugar aumenta cuanto mayor es la dosis de radiación recibida, y cuanto más elevado es el tiempo de exposición a la fuente. De hecho, cuánto más jóvenes son los individuos expuestos, mayor es su sensibilidad a las radiaciones ionizantes. Esto es debido a que su organismo celular se renueva muy rápidamente, y si alguna célula se vuelve cancerígena, el tumor se desarrolla con mayor rapidez [52], [62].

Por debajo de los 100 mSv al año (cifra equivalente a unos dos o tres escáners), la mayor parte de los individuos no sufren ningún síntoma, pero a partir de los 100 mSv, existen evidencias de que el riesgo de padecer cáncer aumenta, además de que podrían aparecer daños en la piel, diarreas, náuseas, vómitos, caídas de pelo, problemas respiratorios y, en caso de afectar a mujeres embarazadas podría ocasionarle al futuro bebé algún tipo de retraso en el desarrollo cerebral. La radiación ionizante puede producir daños cerebrales en el feto tras la exposición puntual a dosis de radiación superiores a los 100 mSv entre las 8 y las 15 semanas de gestación, y a dosis superiores a los 200 mSv entre las semanas 16 y 25. Por otra parte, si la dosis de radiación recibida por un individuo se elevara hasta los miles de milisieverts (mSv), se podrían producir casos de Síndrome de Radiación Aguda, que ocurre cuando grandes cantidades de radiación ionizante entran en el cuerpo en un periodo de tiempo muy corto. Por ejemplo, una única dosis de 5.000 mSv acabaría con la vida de aproximadamente a la mitad de las personas expuestas en un mes [52], [62].

En la Tabla 4.4 se muestran algunos valores comparativos de la dosis de radiación efectiva:

DOSIS (mSv)	EFFECTOS SOBRE LA SALUD
10.000	Muerte en días o semanas (100% de los casos).
4.000	Muerte en días o semanas (50% de los casos).
250	No produce efectos observables de tipo inmediato.
100	No hay evidencia de efectos sanitarios en seres humanos.
3,5	Dosis media anual por persona en España.
2,5	Dosis media anual por persona en el mundo.
3,0	Una exploración radiográfica de aparato digestivo. Un escáner (tomografía axial computerizada, TAC) de la cabeza.
0,02	Una radiografía de tórax.
0,002	3 horas en avión. Dosis anual media debida a la industria nuclear.

Tabla 4.4. Dosis de radiación. Valores comparativos [3]

Emisión de calor

La emisión de radiaciones ionizantes no es el único problema que plantea el CG descargado de los reactores nucleares, ya que además de estas radiaciones, emite también calor. La desintegración radiactiva de los radionucleidos presentes en el CG y los RAA es tan elevada, que convierte a éstos en una intensa fuente de calor. Este calor, que disminuye a medida que se desintegran los isótopos radiactivos presentes en dicho material, debe tenerse muy en cuenta a la hora de su gestión, ya que esa energía térmica

complica considerablemente tanto su manipulación, como su almacenamiento.

Para el caso de una muestra de CG descargado de un reactor tipo PWR, con un grado de enriquecimiento inicial en el isótopo de uranio U-235 del 3,5 % y un grado de quemado de 40 GWd/tU, la evolución temporal de su potencia térmica residual en función del tiempo transcurrido desde su descarga del reactor será la siguiente (Gráfico 4.5):

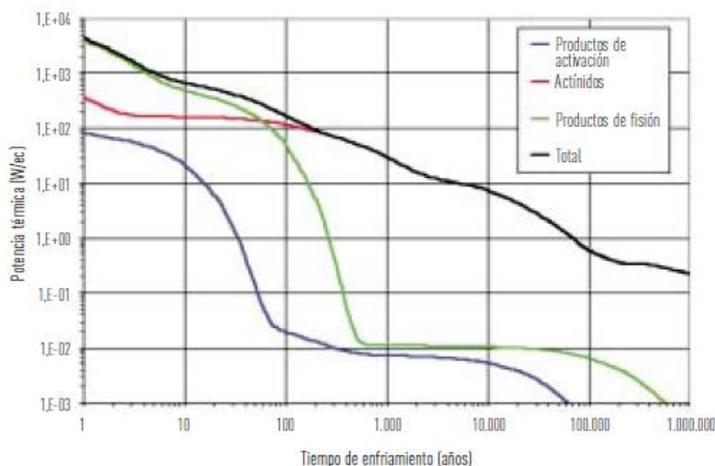


Gráfico 4.5. Potencia térmica residual de una muestra de CG con 3,5% de U-235 y 40 GWd/tU de grado de quemado [5]

Como se visualiza, durante los primeros 50 años de decaimiento radiactivo, la potencia térmica está claramente dominada por la desintegración radiactiva de los productos de fisión tales como el Sr-90 ($T_{1/2} = 29,1$ años) y el Cs-137 ($T_{1/2} = 30$ años). A partir de ese momento, son los actínidos los responsables del calor residual del CG, como por ejemplo el Am-241 ($T_{1/2} = 432$ años) generado por la desintegración radiactiva del Pu-241 ($T_{1/2} = 14,4$ años). Para tiempos superiores a los 1.000 años, la potencia térmica residual del CG carecerá de relevancia. Además de esto, destacar que la potencia térmica producida por los productos de activación presentes en el CG se considera irrelevante [5].

Usos no pacíficos

Otro problema que se le puede atribuir al CG y a los RAA generados en su reproceso, es la posibilidad de que puedan ser objetivo terrorista fines no pacíficos. Uno de los elementos químicos que componen el CG es el plutonio, pudiendo diferenciarse varios isótopos de este elemento en dicho combustible. El problema reside en los potenciales usos destructivos de este elemento, que debido a que existen medios para separarle del resto de CG, hay riesgo de que éste pudiera ser utilizado para fines bélicos, como por

ejemplo en la fabricación de bombas atómicas [5]. Además de esto, hay que recordar que tanto el CG como los RAA, son fuente de esas radiaciones ionizantes tan peligrosas para los seres vivos debido a los daños que dosis elevadas podrían ocasionar. Este hecho hace que tanto el CG como los RAA puedan ser sustraídos por organizaciones terroristas para contaminar a la población de un determinado lugar.

4.5. Tratamiento del combustible nuclear gastado (CG)

En este punto, se tratarán con detalle las técnicas y caminos que se están siguiendo en materia de tratamiento del CG a día de hoy, así como las posibles soluciones que se plantean para el futuro y las nuevas técnicas sobre las cuales se investiga.

4.5.1. Ciclos del combustible nuclear

El ciclo completo del combustible nuclear abarca desde la extracción del mineral de uranio con el que se fabricará dicho combustible, hasta la última etapa de su gestión tras ser descargado del reactor nuclear. Así pues, una vez que el combustible nuclear llega al fin de su vida útil, éste es descargado del reactor, pudiendo gestionarse a partir de ese momento de diversos modos, recibiendo cada uno de ellos el nombre de “ciclo” [1], [35].

Ciclo abierto

El ciclo abierto parte de considerar al combustible irradiado descargado de los reactores nucleares como un residuo radiactivo de alta actividad (RAA) para el cual no se tiene previsto ningún uso posterior. Para la gestión del CG, se prevén instalaciones de almacenamiento temporal hasta su evacuación final, que consistirá en su almacenamiento permanente en formaciones geológicas profundas estables.

Actualmente, los países que contemplan el ciclo abierto como modo de gestión del CG procedente de sus reactores nucleares, tienen previsto que sus instalaciones de almacenamiento temporal tengan una vida operativa de unos 40 ó 50 años, los necesarios para su decaimiento radiactivo a niveles que permitan su almacenamiento definitivo en formaciones geológicas profundas estables. Sin embargo, algunos países están considerando la opción de un almacenamiento temporal a largo plazo (50-100 años ó más) en base a criterios sociales y políticos, que serán expuestos en puntos sucesivos.

Como ejemplo de países que siguen el ciclo abierto actualmente, tenemos a Estados Unidos, Canadá, Finlandia, Suecia y España entre otros [2], [3], [23].

Ciclo cerrado

El ciclo cerrado, a diferencia del ciclo abierto, no considera al CG como un residuo, fomentando la reutilización de parte de su contenido. Esta reutilización parcial del CG tiene lugar a través de un proceso denominado “reproceso”, que permite separar del CG los materiales fisibles presentes en él (fundamentalmente el uranio y plutonio). Con estos materiales se fabrican nuevos elementos combustibles, denominados combustibles mixtos MOX (abreviatura de Mixed Oxide, Mezcla de Óxidos), que están formados por una mezcla de óxido de uranio y óxido de plutonio, pudiendo ser utilizados de nuevo como combustible en los reactores nucleares actuales o en otros de nueva generación. Estos combustibles MOX, una vez quemados, dan lugar a CG que hipotéticamente podría volverse a reprocesar, aunque el número de ciclos no debería ser superior a 2 ó 3, debido a que la eficiencia del proceso sería cada vez menor.

Una vez separados los elementos fisibles del CG, el resto de materiales se acondicionan en forma de vidrios (Residuo de Alta Actividad del proceso ó RAA) para su transporte a instalaciones de almacenamiento temporal, previo paso a su evacuación final en un almacén geológico profundo.

A partir de todo esto, se puede establecer una diferencia entre los conceptos Combustible Nuclear Gastado (CG) y Residuo Radiactivo de Alta Actividad (RAA). El CG tiene utilidad a través del potencial energético que aún posee, por lo que, desde el punto de vista técnico, no debe ser considerado como residuo mientras permanezca abierta la opción de su reproceso o quepa prever el uso futuro del mismo.

Entre los países que utilizan el ciclo cerrado como modo de gestión del CG obtenido en sus centrales nucleares destacan principalmente Francia, Reino Unido y Japón entre otros. España por su parte, siguió la estrategia de ciclo cerrado para la gestión de su CG hasta 1982, cuando dejó de enviar CG a otros países para su reproceso [2], [3], [11], [23].

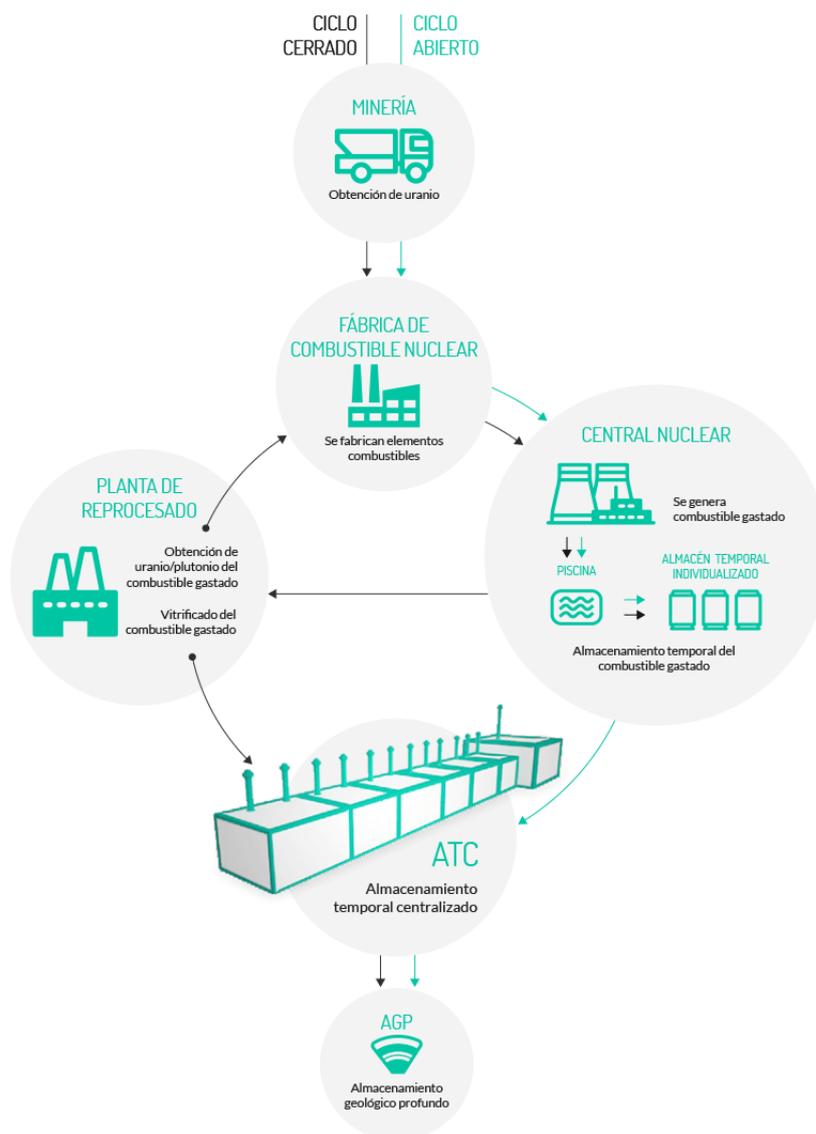


Figura 4.6. Diferencia entre ciclo abierto y ciclo cerrado [35]

Ciclo cerrado avanzado

Este modo de gestión, que se encuentra en fase de investigación, presenta una serie de diferencias con respecto al ciclo cerrado convencional. En el ciclo cerrado avanzado, el reproceso del CG debe ser denominado como “reproceso avanzado”, ya que no solo se separan del CG los elementos fisibles (uranio y plutonio básicamente), sino también algunos radionucleidos de vida larga presentes en él. Seguidamente, estos radionucleidos de vida larga serán transformados (transmutados) en otros de vida más corta o estables, a fin de reducir su actividad y radiotoxicidad. Este proceso se denomina “Separación y Transmutación (ST)”, y tiene como objetivo reducir el

inventario radiotóxico a largo plazo de los RAA y, por lo tanto, el riesgo radiológico de su evacuación final en un almacén geológico profundo [3], [5].

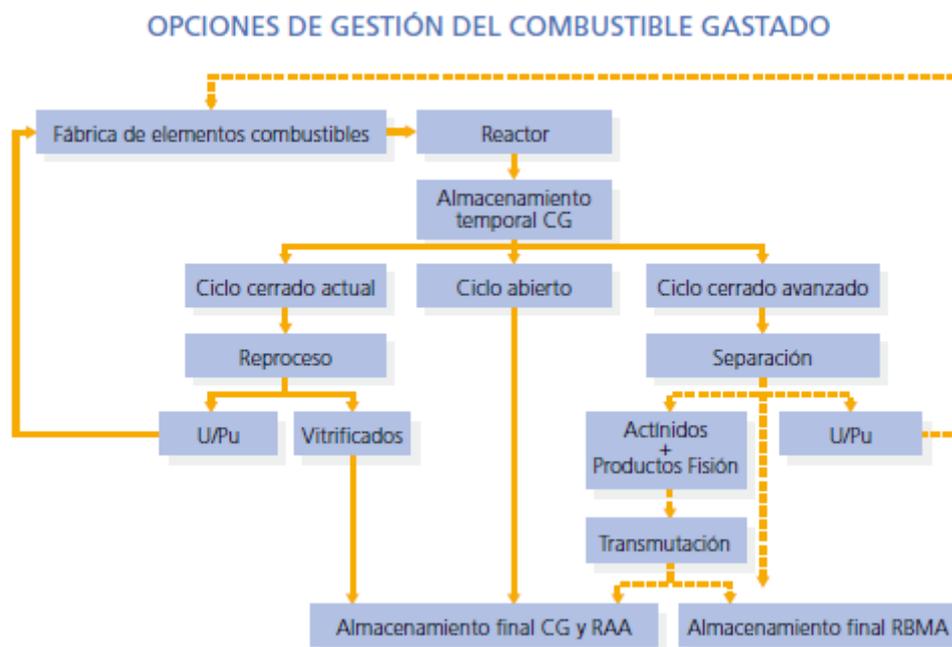


Figura 4.7. Diferencia entre ciclos abierto, cerrado y cerrado avanzado [6]

4.5.2. Almacenamiento inicial

Cuando el CG se retira definitivamente del reactor nuclear, su radiactividad y temperatura son muy elevadas como para poder transportarse justo después de su extracción. Debido a esto, nada más ser descargado del reactor, el CG se traslada siempre bajo agua a una piscina situada dentro de la propia central, que actúa como refrigerante de estos elementos combustibles y sirve de blindaje eficaz contra las radiaciones. El almacenamiento en piscinas, permite que la radiactividad y el calor residual del CG decaiga a niveles aceptables que permitan su gestión posterior, pudiendo así mantener una vigilancia estrecha de dichos elementos en su periodo de mayor actividad, lo que proporciona un almacenamiento seguro.

Esta forma de almacenamiento es la más extendida en el mundo, ya que todas las centrales nucleares disponen de una piscina de CG. La elección de las piscinas como almacén inicial, como se ha comentado, es debida principalmente a que sirve de refrigerante del CG, ya que su coeficiente de transmisión de calor permite una disipación adecuada del calor emitido por los nucleidos radiactivos. Además, proporciona una protección radiológica adecuada debido a sus buenas propiedades como blindaje contra las

radiaciones. A todo esto hay que añadir que la transparencia del agua facilita la inspección y control de los elementos combustibles, que sumado a su bajo coste, contribuye a que sea la forma de almacenamiento temporal más utilizada.

Dentro de las piscinas, el CG permanece un mínimo de 5 años (siendo la estancia normal entre 5 y 10 años), hasta que se enfría y disminuye su radiactividad a niveles que permitan su traslado posterior. La piscina se considera saturada cuando se ocupan todas las posiciones excepto las precisas para alojar el núcleo entero del reactor si fuera necesario vaciarlo, debido por ejemplo, a la necesidad de llevar a cabo alguna modificación o reparación del mismo.

Las piscinas de las centrales nucleares son generalmente de hormigón armado, interiormente revestidas con materiales sintéticos o de acero inoxidable. Son resistentes a terremotos y normalmente presentan una forma rectangular con una profundidad que oscila entre los 15 y 20 metros, para asegurar que las barras de combustible (de unos 4,5 metros de longitud aproximadamente) sean cubiertas por varios metros de agua, requisito indispensable para garantizar un blindaje eficaz contra las radiaciones producidas por el material almacenado. Dentro de las piscinas, el combustible es alojado en bastidores metálicos (Figura 4.8) que se construyen con una adecuada geometría y separación, los cuales se encuentran situados en su fondo, que lleva un enrejado metálico que asegura su inmovilidad [1], [2], [3].



Figura 4.8. Almacenamiento de elemento de CG en bastidor de piscina de almacenamiento inicial [46]

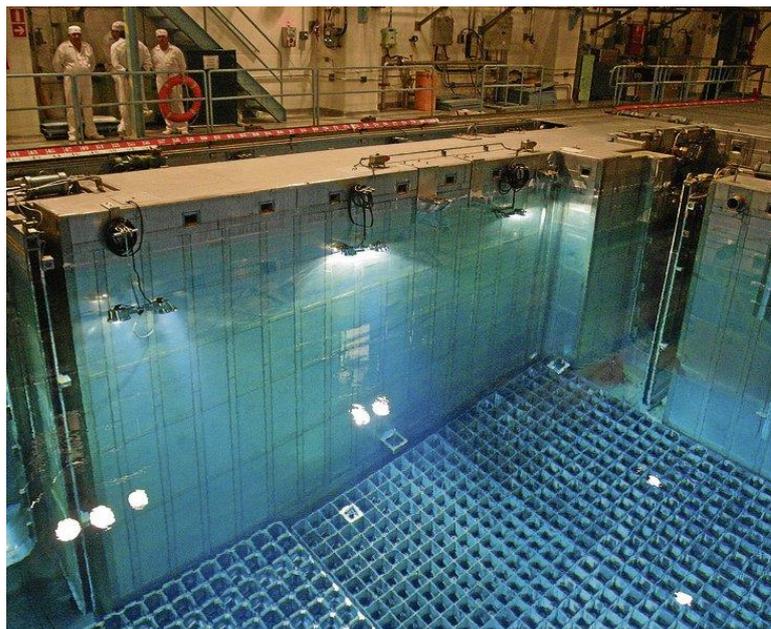


Figura 4.9. Piscina de almacenamiento inicial de CG [86]

Estas piscinas de CG, además de lo descrito, cuentan con una serie de sistemas que permiten el adecuado funcionamiento de las mismas [19], [30]:

- **Sistemas de detección de fugas**, que avisan a la sala de control si se detectan escapes.
- **Sistemas de refrigeración**, mediante cambiadores de calor, que deben garantizar que la temperatura del agua sea siempre la adecuada.
- **Sistemas de purificación y filtrado del agua**, el cual tiene dos objetivos: por un lado mantener la transparencia del agua de la piscina facilitando así la manipulación de los elementos combustibles, y por otro lado, extraer las impurezas y sustancias radiactivas que se hayan incorporado en el agua por difusión a través de las vainas del combustible.
- **Sistemas de aporte de agua**, que garantizan que el combustible se encuentre siempre cubierto por agua.
- **Sistemas de vigilancia y control** de las condiciones del agua y del recinto.
- **Sistemas de ventilación y filtración** del aire del edificio.

- **Sistemas de manejo, almacenamiento e inspección del CG almacenado.**

Los sistemas de refrigeración utilizados hasta ahora (sistemas activos), toman el agua en la parte superior de la piscina y vuelven a inyectar ese agua después de su enfriamiento mediante los cambiadores de calor. Pero el accidente de Fukushima (Japón) en marzo de 2011, ha puesto de manifiesto la relativa fragilidad de estos sistemas de refrigeración convencionales ya que las centrales nucleares que utilizan este sistema, ven comprometida su refrigeración a largo plazo en caso de una pérdida total de energía eléctrica, ya que necesitan alimentación externa por parte de la red para refrigerarse. El accidente de Fukushima mostró lo inseguras que son las piscinas de CG actuales, ya que los sistemas de refrigeración, al funcionar con energía eléctrica, quedaron fuera de servicio con el terremoto y el posterior tsunami. El hecho de esta dependencia de energía eléctrica por parte del sistema de refrigeración de las piscinas de combustible, puede ocasionar desastrosas consecuencias en caso de perder la alimentación como se vio en Fukushima, ya que el agua podría entrar en ebullición dejando los elementos combustibles expuestos a la atmósfera [26], [30], [76].

Como consecuencia del accidente de Fukushima, se han propuesto una serie de mejoras, sobre todo en la capacidad de refrigeración. Una de estas mejoras es la aplicación de sistemas de refrigeración pasivos, por ser sistemas intrínsecamente seguros. Este sistema de refrigeración se fundamenta en el principio físico del termosifón, que se usa para mover de forma natural fluidos entre dos focos de calor, y que se basa en lo siguiente: El fluido portador al tomar calor del foco caliente disminuye su densidad y por lo tanto sube, al ceder el calor al foco frío aumenta su densidad y baja, produciéndose así el movimiento del fluido portador y trasvasando calor del foco caliente al foco frío. Aplicando este principio físico al caso de las piscinas de CG, tenemos que este material libera calor, el agua se calienta (disminuye su densidad) y aprovechando la diferencia de densidades con respecto al agua de la superficie de la piscina (más fría y por tanto más pesada), se produce una circulación natural que arrastra al agua caliente hacia arriba donde se sitúan los cambiadores de calor que extraen el calor residual y enfrían el agua [30].

En la Figura 4.10, podemos ver un esquema básico de cómo sería este sistema de refrigeración pasivo:

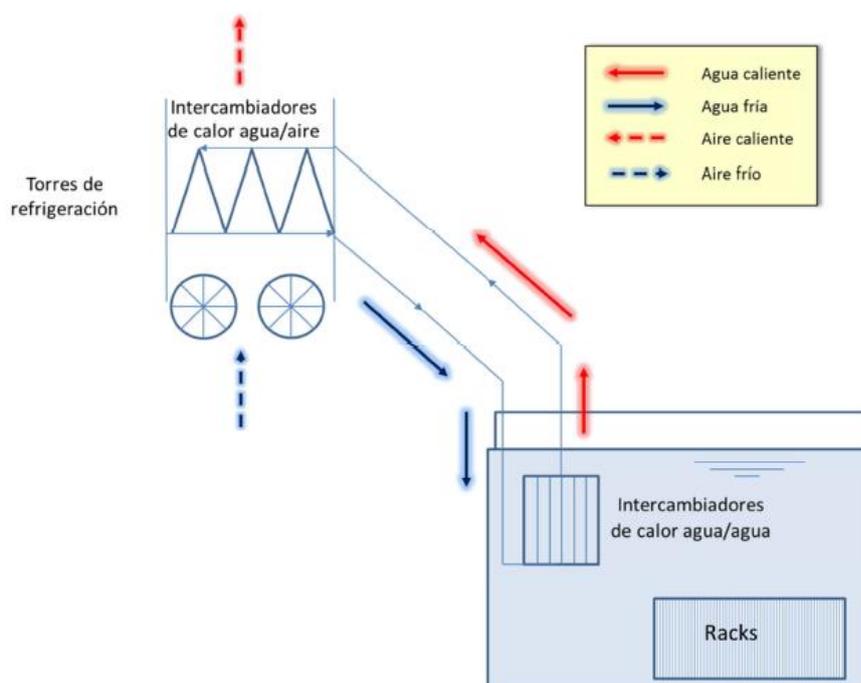


Figura 4.10. Esquema de un sistema de refrigeración pasivo para piscina de CG [30]

Como vemos en la imagen anterior, en el intercambiador de calor agua-agua, se transfiere el calor residual del CG contenido en el agua de la piscina, a un fluido del circuito secundario que también es agua. En virtud del principio del termosifón, este fluido del circuito secundario, sube por los tubos hasta un colector situado en la parte superior que está conectado a un intercambiador de calor agua-aire, donde se enfría, volviendo de nuevo al intercambiador agua-agua una vez enfriado para comenzar otra vez con el ciclo.

El uso de los sistemas de refrigeración pasivos está siendo muy demandado en las instalaciones nucleares debido a las recomendaciones post-Fukushima. Esto es debido a que aportan más seguridad y que permite una disminución de los costes durante su operación [30].

Además del problema de la refrigeración, existe el problema añadido de la saturación de las piscinas. Los diseños originales de las piscinas de CG no tuvieron en cuenta ciertos escenarios a la hora de ser diseñadas: el hecho de que algunos países abandonaran la opción del reproceso, el no contar aún con instalaciones para el almacenamiento definitivo del CG, la extensión de la vida útil de algunas centrales, y los incrementos de potencia de determinados reactores entre otros factores. Todo esto, ha ocasionado que la capacidad de las piscinas se haya empezado a saturar desde hace algunos años, obligando a buscar soluciones a este problema. Ante esto, en primer lugar se han aplicado técnicas para aumentar la capacidad de almacenamiento, sustituyendo los bastidores que contenían inicialmente el CG, por otros más compactos siempre que fuera posible. Esta acción era insuficiente en muchos

casos, y por ese motivo, se ha tenido la necesidad de innovar tecnologías para el almacenamiento temporal a medio y largo plazo del CG [11].

Una vez que el CG se ha enfriado inicialmente en las piscinas durante un periodo mínimo de cinco años, puede introducirse en contenedores para su traslado a instalaciones de almacenamiento temporal, o a instalaciones de reproceso.

4.5.3. Almacenamiento temporal

Como hemos dicho, toda central nuclear dispone de una piscina de almacenamiento para albergar inicialmente el CG descargado del núcleo del reactor con el fin de su enfriamiento y decaimiento radiactivo. La necesidad de disponer de instalaciones adicionales a estas piscinas para almacenar temporalmente el CG, viene condicionada en cada país principalmente por la cantidad de CG generado, la capacidad de almacenamiento de las piscinas y por los plazos previstos para las etapas posteriores del ciclo de combustible elegido hasta su gestión final.

Cuando el reproceso del CG era la opción preferida y de referencia en muchos países, las piscinas de las centrales nucleares se diseñaron con una capacidad limitada. La reducción de la cantidad de CG reprocesado o incluso el abandono de esta opción por algunos países, como es el caso de España, así como el retraso en la mayoría de los programas de almacenamiento geológico profundo, posponiendo la decisión sobre la gestión final del CG, han generalizado la necesidad de aumentar la capacidad de almacenamiento del CG, y de extenderlo a periodos mayores que los previstos inicialmente.

Pero no solo el hecho de la saturación de las piscinas de CG es el responsable del desarrollo de instalaciones de almacenamiento temporal adicionales, los RAA procedentes del reprocesado del CG, también necesitan ser almacenados. Para ello, se debieron desarrollar instalaciones específicas en las propias plantas de reproceso, donde permanecerían almacenados bien hasta su devolución al país de origen, o hasta la siguiente etapa de su gestión. Son varios los países que han enviado CG a países extranjeros para su reproceso, como es el caso de España, que envió varias recargas a Francia y Reino Unido. La obligación contractual en la mayoría de los casos de retorno de los RAA generados al país de origen, ha obligado a éstos a buscar soluciones de almacenamiento temporal para estos residuos [11].

El objetivo básico del almacenamiento temporal de CG y RAA es que no se deriven dosis ni riesgos inaceptables para el personal en operación, población o medio ambiente durante el funcionamiento de la instalación.

Independientemente de la tecnología elegida, el almacenamiento temporal de CG y RAA debe cumplir una serie de funciones esenciales de seguridad [5]:

- Mantener condiciones subcríticas, es decir, hacer imposible que se produzca una reacción en cadena autosostenida.
- Proporcionar protección contra las radiaciones ionizantes mediante un blindaje adecuado.
- Facilitar la evacuación de calor, de tal manera que los materiales estructurales que contienen el CG y los RAA no sufran deterioros que puedan conducir a escapes al exterior.
- Garantizar la recuperabilidad en todo momento del CG y los RAA almacenados.
- Incluir medidas de protección durante toda la vida de operación de las instalaciones.

Existen diversas tecnologías que permiten satisfacer las funciones y criterios de seguridad antes presentados. Según el tipo de tecnología empleada, se distinguen dos tipos de almacenamiento temporal, en húmedo y en seco:

- **Almacenamiento en húmedo.** Consiste en la utilización del agua como medio de almacenamiento de CG y RAA gracias al uso de piscinas. Las características de estas piscinas son muy similares a las empleadas en las propias centrales nucleares para el almacenamiento inicial del CG, estando éstas principalmente asociadas a plantas de reproceso, como por ejemplo en las instalaciones de La Hague (Francia) o Sellafield (Reino Unido). Otra instalación de almacenamiento temporal que utiliza esta tecnología es la instalación sueca CLAB, que consiste en una instalación subterránea basada en piscinas de almacenamiento, diseñada para albergar el CG y los RAA producidos en el país [12].
- **Almacenamiento en seco.** La mayor parte de las instalaciones de almacenamiento temporal utilizan preferentemente los distintos modelos de la tecnología de almacenamiento en seco:
 - **Almacenamiento en contenedores o cofres.** La utilización de contenedores como sistema de almacenamiento temporal es una de las soluciones más extendidas, por resultar económica cuando se trata de gestionar cantidades limitadas de material radiactivo [12]. Según los materiales utilizados, y su finalidad,

podemos encontrar contenedores de hormigón, metálicos, o mixtos (metal y hormigón); con funciones únicamente de almacenamiento, de doble propósito (almacenamiento temporal y transporte) o multipropósito (almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento definitivo). La refrigeración en estos sistemas tiene lugar mediante radiación térmica, conducción, o convección natural.

Estos contenedores, dependiendo de la instalación, se ubican en plataformas de hormigón a la intemperie o en el interior de edificios [5]. A continuación se describen brevemente cada uno de los tipos de contenedor nombrados:

- **Contenedores de hormigón.** Son estructuras cilíndricas formadas por un cuerpo de hormigón armado de gran espesor, y que se encuentran fijadas al suelo. En su centro existe una cavidad interior de almacenamiento, que suele estar revestida de una lámina metálica de acero al carbono. En esta cavidad se aloja el bastidor para los elementos que se van a almacenar, los cuales pueden estar contenidos o no dentro de una cápsula o recipiente metálico que se encuentra sellado. Esta cápsula o recipiente metálico, de acero inoxidable, alberga el material en el interior de una atmósfera de helio.

La propia estructura del contenedor constituye el blindaje contra la radiación, y la disipación del calor se puede conseguir mediante un flujo de aire por convección natural a través del contenedor, o directamente por conducción a través de sus paredes.

Normalmente los contenedores de hormigón se encuentran situados sobre plataformas al aire libre, y sometidos a vigilancia activa [2], [3], [5].

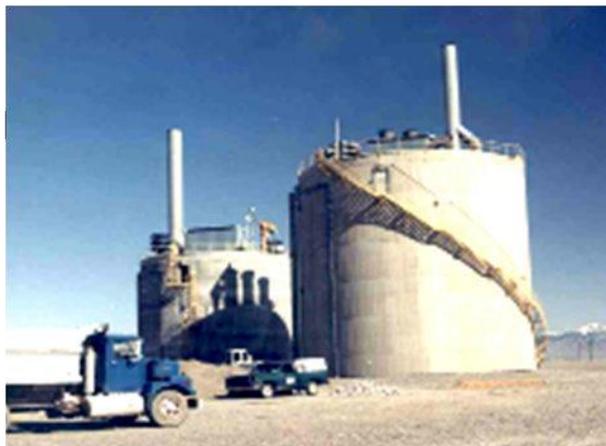


Figura 4.11. Contenedor hormigón Pickering PH1 (Canadá) [24]

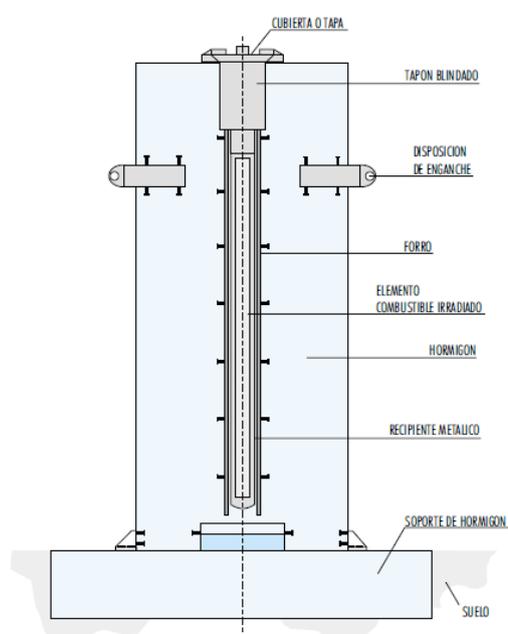


Figura 4.12. Esquema de un contenedor de hormigón [2]

- **Contenedores metálicos.** Consisten en estructuras con forma de cilindros o poliedros, pudiendo ser su material fundición modular, acero inoxidable o acero al carbono. Todos estos materiales presentan buena resistencia mecánica, tenacidad, etc.

En estos contenedores los elementos se almacenan verticalmente en celdillas interiores o en bastidores provistos para tal fin, en número variable según el modelo. Las paredes tienen un espesor lo suficientemente grande (alrededor de 40 cm) para

proporcionar el blindaje necesario, y normalmente constan de varios materiales (multi-pared) como acero inoxidable, plomo y polímeros con absorbente neutrónico).

Entre las ventajas de este modelo de almacenamiento, cabe destacar que su operación es muy sencilla. Además, la clausura y desmantelamiento de una instalación nuclear utilizando este sistema resulta muy ventajoso.

Normalmente, estos contenedores se licencian para cubrir más de una función (almacenamiento temporal y transporte) [2], [3], [5]. En España podemos encontrar este sistema de almacenamiento temporal en la central nuclear de Trillo, donde se implantó para poner solución a la saturación de su piscina de almacenamiento inicial de CG.



Figura 4.13. Contenedores metálicos ZWILAG (Suiza) [48]

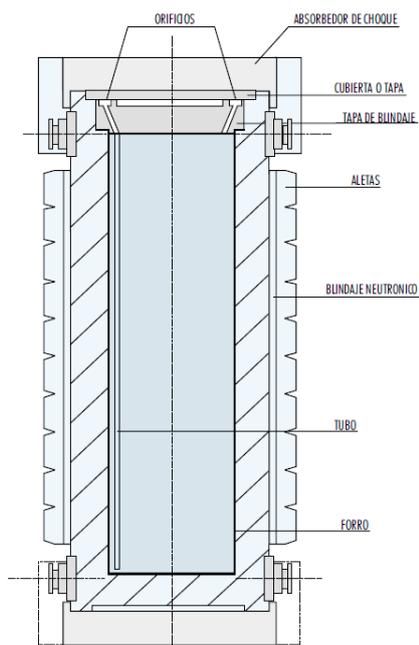


Figura 4.14. Esquema de un contenedor metálico [2]

- **Contenedores mixtos.** Este tipo de contenedores de metal y hormigón, también llamados multipropósito o multifuncionales, sirven para el transporte, el almacenamiento temporal y el almacenamiento definitivo. Están formados básicamente por una cápsula metálica, generalmente de acero inoxidable, que aloja el bastidor con los elementos a almacenar [5].



Figura 4.15. Contenedor mixto central José Cabrera [1]

- **Almacenamiento en silos.** También llamados nichos o módulos, se trata de estructuras monolíticas de hormigón, de construcción modular, que se encuentran ubicadas en la superficie del terreno, y presentan cavidades donde se alojan las cápsulas metálicas selladas que contienen el material radiactivo. Estas cavidades generalmente son horizontales, aunque también las hay en forma vertical. La estructura de hormigón proporciona el blindaje contra la radiación y el soporte estructural, mientras que la cápsula metálica que contiene el material, asegura la contención necesaria de éste. La evacuación del calor, tiene lugar gracias a sistemas pasivos, mediante la circulación de aire por convección natural. Este tipo de instalaciones existen desde mediados de los ochenta en EEUU (horizontal) y en Canadá (vertical) [5].



Figura 4.16. Almacenamiento en silos [12]

- **Almacenamiento en bóvedas o cámaras.** Este sistema permite el almacenamiento del material radiactivo (previo encapsulamiento en un tubo metálico) en unos bastidores cuya disposición puede ser vertical u horizontal, dependiendo del diseño. Estos bastidores están situados en el interior de bóvedas construidas con hormigón armado, que actúan como protección contra la radiación y contra posibles agentes exteriores (terremotos, proyectiles, etc.). En cuanto a la refrigeración, se emplean dos variantes: por convección natural o forzada. La convección natural, al no necesitar de impulsores y extractores, resulta más ventajosa por tener costes menores y aportar una mayor fiabilidad operacional del sistema. Normalmente, el diseño de estas instalaciones favorece la circulación de aire por tiro natural, que generalmente es expulsado a través de chimeneas [2], [3], [5].

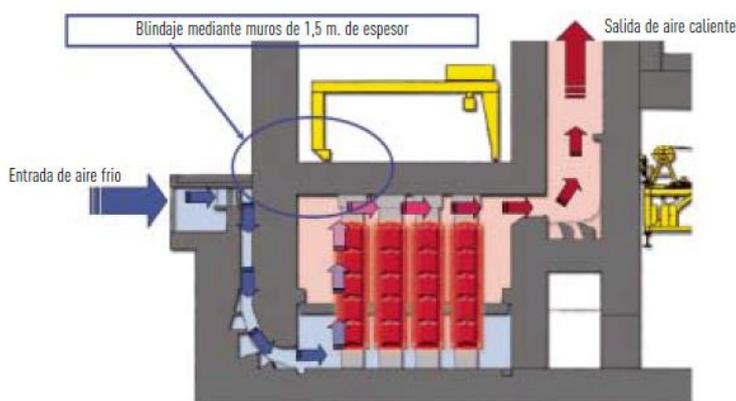


Figura 4.17. Evacuación del calor en bóvedas de almacenamiento [5]

Una instalación típica de almacenamiento temporal que utilice el sistema de bóvedas, consta de una zona de recepción a la que llegan los contenedores de transporte con el material que se va a almacenar; seguido de una zona de acondicionamiento, donde se extrae el material radiactivo del contenedor, se encapsula y se acondiciona para su almacenamiento; y por último, de una zona de almacenamiento que consiste básicamente en las bóvedas propiamente dichas.

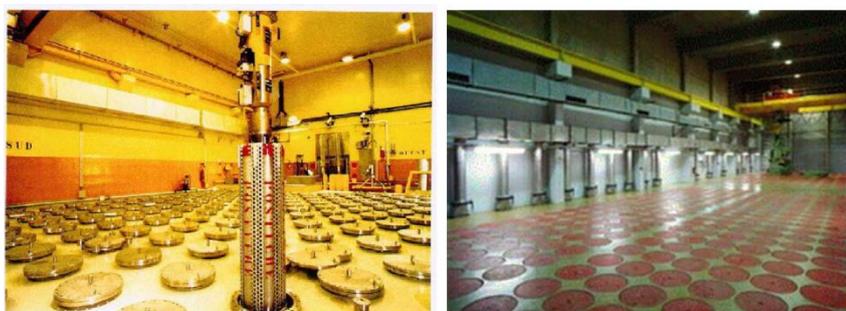


Figura 4.18. Almacenamiento mediante bóvedas [24]

La elección entre una u otra tecnología de almacenamiento, depende, además de por factores económicos y estratégicos, por el tipo y características del material a almacenar.

Por otro lado, en función del número de instalaciones utilizadas, el almacenamiento temporal puede clasificarse en individualizado o centralizado:

- **Almacenamiento Temporal Individualizado (ATI).** Consiste en almacenar los elementos radiactivos de alta actividad y/o de vida larga generados en una central nuclear, durante un periodo de tiempo determinado, y en una instalación que se construye dentro del propio emplazamiento de la central. Este tipo de instalaciones pueden ubicarse a la intemperie o en el interior de edificios, según la tecnología de almacenamiento seleccionada, y están diseñadas para su operación durante varias décadas.

En España podemos encontrar este tipo de instalaciones en las centrales nucleares de Trillo, Ascó y José Cabrera, estando presente en todas ellas la tecnología de almacenamiento en seco mediante el uso contenedores [37].

- **Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC).** Consiste en almacenar los elementos radiactivos de alta actividad y/o de vida larga procedentes de todas o varias de las centrales nucleares de un país, por un periodo de tiempo determinado, y en una misma instalación, la cual se construye en un emplazamiento ajeno al de dichas centrales.

Por regla general, estas instalaciones se construyen en la superficie del terreno, y al igual que las de ATI, están diseñadas para su funcionamiento durante varias décadas [37].

España ha elegido esta opción como solución para el almacenamiento temporal a largo plazo del CG y los RAA procedentes de la operación de sus centrales nucleares durante toda su vida útil. Para ello el Gobierno español aprobó en diciembre de 2011 la implantación de una instalación de ATC en el municipio de Villar de Cañas (Cuenca), cuya construcción se encuentra actualmente paralizada (2017).

4.5.4. Reproceso

El hecho de que existan restos de combustible sin aprovechar en los elementos de CG procedentes de los reactores nucleares, promueve la idea de un reaprovechamiento de los mismos, no llevado a cabo en un primer momento por el bajo precio de la materia prima. Posteriormente, debido al aumento de dicho precio, y al incremento del volumen de residuos generados, se planteó cada vez más la opción de reprocesar el CG, aumentándose de esta manera el rendimiento del proceso [1].

El reproceso del CG comenzó en la década de los cuarenta, mediante la utilización de procesos de precipitación con el fin de separar el plutonio de elevada pureza para ser utilizado con fines militares. Posteriormente, el proceso de precipitación fue sustituido por el de extracción con disolventes, al ser más adecuado para operar en continuo dentro de instalaciones con gran

capacidad, y con control remoto. Tras el uso de diversos procesos de extracción con disolventes (REDOX, BUTEX, etc.), se desarrolló en Estados Unidos un proceso conocido como PUREX (Plutonium Uranium Recovery by Extraction), que se viene utilizando desde 1954, fundamentalmente para el reproceso a escala industrial de combustibles de uranio-metal y de óxido de uranio (UO_2). Actualmente, entre los países que más reprocesan CG destacan Japón, Francia (La Hague) y Reino Unido (Sellafield) [5].

Proceso PUREX

Como se ha comentado, este proceso fue adoptado internacionalmente para reprocesar el CG de tipo uranio-metal y óxido de uranio (UO_2). Refiriéndonos exclusivamente al CG tipo UO_2 , el más abundante actualmente, el proceso PUREX se desarrolla de la siguiente manera:

El CG llega a las plantas de reproceso, bien desde las piscinas de almacenamiento inicial, bien desde una instalación de ATI, o desde una instalación de ATC. Este CG se recibe en contenedores metálicos para el transporte, que deben cumplir con los requisitos impuestos por el Reglamento para Transporte de Materiales Radiactivos del OIEA.

A su llegada a la planta de reproceso, el CG es descargado en las piscinas de almacenamiento, donde permanecerá temporalmente hasta que vaya a ser reprocesado. Estas piscinas son de características similares a las de almacenamiento inicial, y generalmente disponen de capacidad para varios miles de toneladas de CG [5], [33].

Una vez iniciado el reproceso, el primer paso consiste en trocear mecánicamente las varillas de zircaloy que contienen las pastillas de CG, dividiéndolas en trozos de unos 5 centímetros mediante una cizalla. La rotura de estas varillas, también llamadas vainas, deja en libertad gases radiactivos de fisión, como por ejemplo algunos gases nobles ($Kr-85$), que deben ser tratados antes de su emisión a la atmósfera. Por este motivo, la operación de troceado debe estar conectada a un sistema de tratamiento específico de gases para la recogida y tratamiento de éstos [2], [5].

Tras el troceado de las varillas que contienen el CG, se procede a su disolución con ácido nítrico concentrado. La solución acuoso-nítrica resultante, contiene básicamente, uranio, plutonio, actínidos minoritarios, y la mayor parte de los productos de fisión. Esta solución deberá ser clarificada con el fin de separar, inicialmente, los productos de fisión insolubles (metales nobles como Ru, Rh y Pd entre otros), y partículas de zircaloy procedentes de la operación de troceado. Una vez clarificada, se extrae de la solución, de forma selectiva: uranio en forma líquida, como nitrato de uranio $UO_2(NO_3)_2$, y

plutonio, también en forma líquida como $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$, siendo estos los productos finales obtenidos en el reproceso del CG mediante la técnica PUREX. Esta extracción selectiva se lleva a cabo mediante el uso de un éster del ácido fosfórico, el fosfato de tributilo, (TBP), $(\text{C}_4\text{H}_9)_3 \text{PO}_4$.

Durante este proceso de disolución, se desprenden gases de óxido de nitrógeno, así como la mayoría de los productos de fisión volátiles y semivolátiles (I-129, K-85, C-14 y H-3). Por este motivo, el sistema de disolución deberá estar conectado a un sistema de tratamiento de gases constituido por columnas de lavado y filtros absolutos que retengan la mayor parte de los gases y partículas tóxicas [2], [5], [33].

El uranio recuperado en el proceso PUREX tiene una proporción en el isótopo U-235 muy similar a la del uranio natural, por lo que podría ser utilizado de nuevo como combustible en reactores de agua ligera en la forma UO_2 . Sin embargo, debe tenerse en cuenta la presencia de U-236, que debido a su sección eficaz de captura neutrónica (superior a la del U-238), exigirá que el nuevo combustible disponga de un mayor enriquecimiento en el isótopo U-235, para compensar así, la pérdida de neutrones en el reactor por la presencia del U-236. A pesar de esto, nada se opone a la reutilización del uranio recuperado en el reproceso, para la fabricación de combustible nuclear para reactores de agua ligera.

En cuanto al plutonio, se ha demostrado industrialmente, que puede ser reciclado en reactores nucleares de agua ligera sustituyendo en parte al uranio enriquecido en el isótopo U-235, y de forma mucho más eficiente en los denominados reactores rápidos (FR). La manera de poder ser utilizado, es en forma de combustible mixto (MOX), que consiste en una mezcla de óxido de (UO₂), y óxido de plutonio (PuO₂). Para obtener el PuO₂, se procede primeramente, a la precipitación del oxalato de plutonio a partir de la solución acuosa de nitrato de plutonio $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$, obtenida en el proceso PUREX. A continuación, se procede al filtrado y lavado de este precipitado, y seguidamente, a su secado y calcinación a 600 °C, obteniéndose de esta forma, el polvo de óxido de plutonio (PuO₂) deseado. Una vez obtenido este polvo, el siguiente paso será mezclarlo con polvo de uranio UO₂, obteniéndose un polvo mixto MOX. El UO₂ utilizado, suele estar formado por uranio empobrecido procedente de las colas de enriquecimiento, pudiendo también utilizarse uranio natural, o el recuperado en el reproceso del CG. Una vez obtenida la mezcla de óxidos, se procederá a realizar las mismas operaciones que las llevadas a cabo para la fabricación de pastillas de combustible tipo UO₂ utilizadas en los reactores de agua ligera. En la actualidad, podemos encontrar plantas de fabricación de combustibles MOX para reactores de agua ligera en países como Francia y Reino Unido [5].

En lo que al reprocesado del CG tipo MOX se refiere, no existe ningún inconveniente en realizarlo, si bien es cierto que este tipo de CG se viene almacenando en las piscinas de almacenamiento inicial de las centrales nucleares, al no existir una planta comercial para su reproceso [5].

En cuanto a los residuos radiactivos obtenidos en el reproceso, éstos constan de una fracción sólida y una fracción líquida. La fracción sólida está formada básicamente, por trozos de las vainas que contenían el CG (RBMA), que serán inmovilizados con cemento. La fracción líquida (RLAA) por su parte, constituye la mayor parte de los residuos radiactivos obtenidos en el reproceso del CG, y está formada principalmente, por productos de fisión, actínidos minoritarios, y pérdidas de uranio y plutonio (0,1%). Estos residuos líquidos suelen concentrarse en depósitos de doble pared de acero inoxidable y alta estanqueidad, colocados en celdas de hormigón, y provistos de un sistema de refrigeración para evacuar el calor residual. Tras este periodo de almacenamiento en estado líquido, estos residuos deben inmovilizarse mediante procesos de inclusión en materiales sólidos, gracias a un proceso denominado “vitrificación”, pasando éstos a constituir un producto sólido e insoluble. Este desecho vitrificado, es considerado el residuo radiactivo de alta actividad del proceso (RAA) [2], [5].

El proceso de vitrificación consta de una serie de operaciones entre las cuales se incluye la concentración de los RLAA por evaporación, el secado, la calcinación, y la formación del vidrio (RAA vitrificados). Los calcinados se obtienen mediante la evaporación de los RLAA hasta que se produce su sequedad total en primer lugar, y por su calentamiento después a temperaturas comprendidas entre los 400 y los 600°C. Seguidamente, este producto calcinado se funde con una serie de aditivos necesarios para la formación del vidrio a una temperatura situada entre los 1.000 y los 2.000°C. El enfriamiento, y posterior solidificación de esta masa fundida, produce la formación del vidrio. Estos vidrios, que como hemos dicho constituyen el residuo de alta actividad del reproceso de CG (RAA), se almacenan en las propias plantas de reproceso, donde permanecerán hasta que su carga calorífica y radiactividad, se hayan reducido a valores que permitan su almacenamiento permanente en formaciones geológicas estables [5].

En la Gráfico 4.6 podemos visualizar de forma esquemática, las diferentes etapas que componen el reprocesado del CG que acabamos de describir:

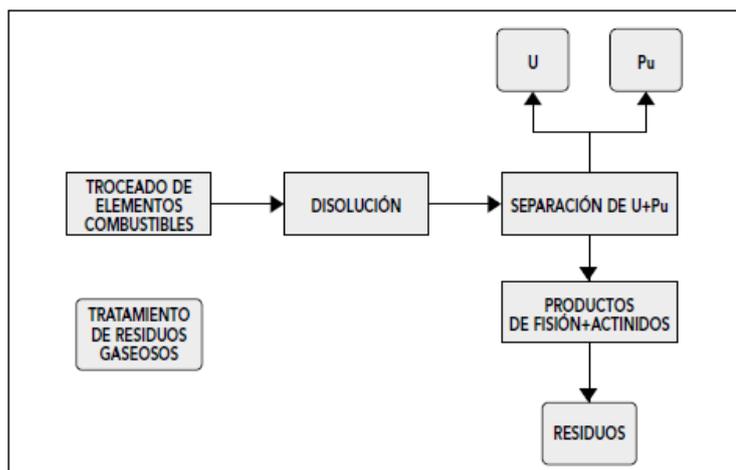


Gráfico 4.6. Esquema de reproceso del combustible gastado [3]

El principal inconveniente de reprocesar el CG, es el relacionado con los potenciales usos destructivos del plutonio, ya que es idóneo para fabricar armamento nuclear. Por este motivo, grandes potencias nucleares utilizaron PUREX para separar este material del CG y fabricar así cabezas nucleares.

Durante los años sesenta y setenta, estas mismas potencias, con Estados Unidos a la cabeza, empezaron a temer que un elevado número de países se hicieran con armamento nuclear, naciendo entonces el denominado “problema de la proliferación nuclear”. Este problema se basaba en el hecho de que un determinado país interesado en desarrollar una bomba atómica, puede hacer creer que su única motivación es producir energía eléctrica, fabrica un reactor nuclear, y construye también una planta de reproceso para el CG, separando así el plutonio con el que fabricar unas cuantas cabezas nucleares. Pero también, cabe la posibilidad de que el gobierno pueda desviar parte o todo el plutonio separado, simulando por ejemplo el robo de este material [5], [8].

Esta consideración fue la que llevó a que Estados Unidos clausurase sus plantas de reproceso en los años setenta, ya que si un país no dispone de estas instalaciones para separar el plutonio presente en el CG, no puede fabricar armamento nuclear aunque disponga de reactores nucleares. Por lo tanto, la solución a este problema según Estados Unidos era la de cerrar todas las plantas de reproceso, empezando por las suyas, para así dar ejemplo y presionar al resto de países que tenían este tipo de instalaciones.

La moralidad de este ejemplo era totalmente discutible, ya que Estados Unidos, a pesar de cerrar sus plantas de reproceso de carácter civil, nunca cerró las militares, en las que seguía usando la técnica PUREX para obtener plutonio con el que seguir fabricando cabezas nucleares. Aún así, su ejemplo

no serviría de gran cosa, ya que países como Francia no siguieron sus directrices y continuaron reprocesando [8].

4.5.5. Separación y Transmutación (ST)

Como se ha visto anteriormente, en el CG podemos encontrar una compleja mezcla de radionucleidos, formada principalmente por actínidos, productos de fisión y productos de activación. Todos ellos responsables de la dificultad que supone la gestión y tratamiento de dicho combustible.

Como consecuencia de esto, se han puesto en marcha a nivel internacional diversas actividades de I+D, sobre la viabilidad de llevar a cabo la separación de determinados radionucleidos de vida larga presentes en el CG, y su posterior transformación (transmutación) en otros de vida corta, o estables. Con esto, se pretende disminuir el inventario radiotóxico a largo plazo de los RAA y, por tanto, el riesgo radiológico de su almacenamiento definitivo.

La ST se contempla a nivel internacional, como una etapa complementaria en la gestión del CG, que permitiría reducir la cantidad de RAA a gestionar, o al menos su impacto, siendo necesario de igual manera, el almacenamiento a muy largo plazo de los RAA resultantes [5].

El proceso de ST es complementario al reproceso del CG, y en su conjunto se comenzaría con la denominada “separación”, que consiste en un conjunto de operaciones químicas y/o metalúrgicas, para extraer de forma selectiva, individualmente o por grupos, los diversos radionucleidos de vida larga presentes en el CG, a fin de convertirlos a un estado que permita su transmutación. Estos radionucleidos estarían formados básicamente por actínidos (U, Pu, Np, Am, Cm), y algunos productos de fisión de vida larga (Tc, I, Cs, Zr) [5]. Existen dos líneas de investigación en técnicas de separación:

- **Procesos hidrometalúrgicos.** Tienen lugar en medio acuoso y se basan en la extracción de radionucleidos con disolventes orgánicos. Son los más desarrollados, y constituyen básicamente una evolución del proceso PUREX, existiendo otros métodos que también están siendo investigados [31].

Así pues, de esta evolución del Proceso PUREX actual, surge el Proceso PUREX extendido, al demostrarse que realizando pequeñas modificaciones químicas, es posible extraer de manera conjunta el Np con el U y Pu. Es posible también extraer en este proceso el Tc-99 en forma de pertechnetato (TcO_4)⁻¹, así como el I-129. Seguidamente, a partir de los RLAA obtenidos, pueden separarse el resto de radionucleidos con posibilidad de ser extraídos mediante las técnicas Diamex/Samex [5].

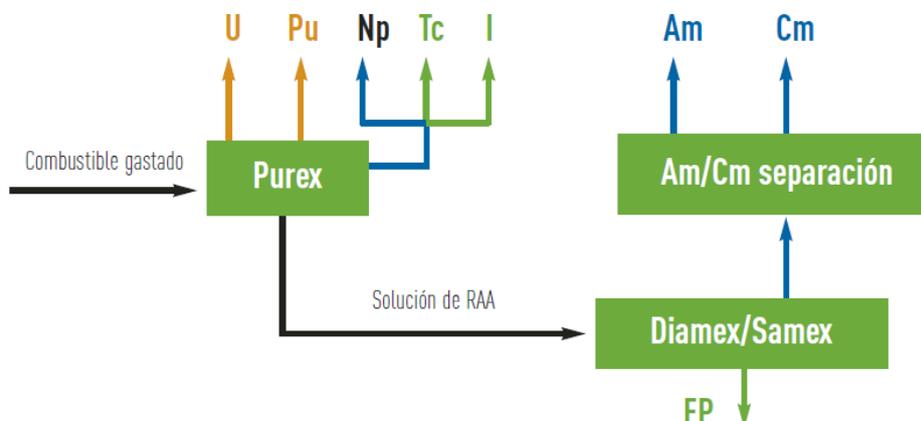


Gráfico 4.7. Proceso PUREX extendido [5]

- **Procesos pirometalúrgicos.** Están menos desarrollados, residiendo la diferencia fundamental con los hidrametalúrgicos, en que en estos, no existe agua en ninguna de sus etapas [31].

Estos procesos comienzan con el troceado del CG en pequeñas partes, que se colocan en una cesta metálica. Esta cesta se introduce en una celda electrolítica que contiene una mezcla de sales fundidas a una temperatura que varía entre los 700 y los 800 K. A continuación, el U presente se deposita en un cátodo metálico de forma pura, acumulándose el resto de radionucleidos en la sal fundida. Seguidamente, el cátodo metálico es sustituido por uno de cadmio fundido, recogiendo en éste, el Pu y el Am junto con pequeñas cantidades de productos de fisión. Los productos de fisión (metales nobles, Zr, Mo y otros) que no han conseguido disolverse en la sal fundida, se acumulan como sólidos metálicos en la cesta anódica. Para finalizar, los depósitos catódicos de U son fundidos para eliminar cualquier cantidad de sal, y así producir un lingote de metal. Los depósitos catódicos de Pu y Am, por su parte, son separados del cadmio mediante técnicas reductivas.

Este proceso, fue desarrollado en ANL (Estados Unidos) para tratar el CG del reactor EBR-II (Experimental Breeder Reactor) cuyo combustible era una aleación de U-Pu-Zr [5], [31].

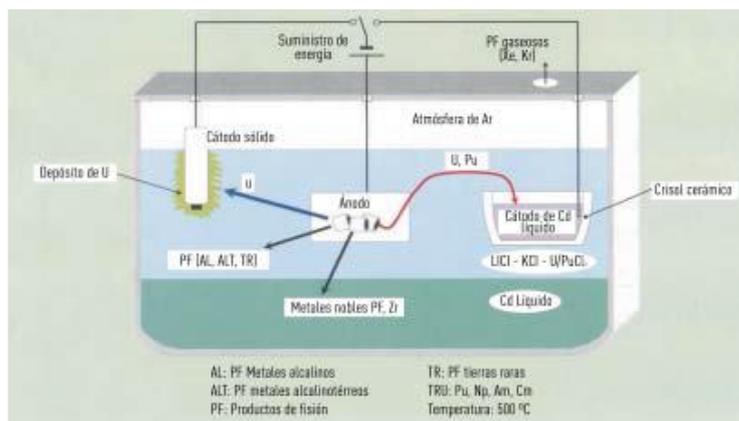


Figura 4.19. Esquema de un proceso pirometalúrgico [5]

Una vez llevada a cabo la separación de algunos de los radionucleidos presentes en el CG, el siguiente paso será el de su “transmutación”, que consiste en una operación mediante la cual estos radionucleidos separados, se transforman en otros de vida corta o estables (no radiactivos). En este proceso de transmutación intervienen reacciones nucleares (de fisión o de captura) inducidas por el bombardeo de los radionucleidos con neutrones.

Cuando un neutrón entra en colisión con un núcleo atómico, caben dos opciones, que sea rebotado por el núcleo, o que penetre en su interior. Si se produce lo segundo, el núcleo que ha capturado el neutrón adquiere un exceso de energía que tiene que liberar, existiendo distintas maneras. La primera sería expulsar el neutrón emitiendo una radiación, la segunda opción sería la emisión de radiación únicamente (captura neutrónica), y la última opción consistiría en la división del núcleo en otros dos, de igual o mayor tamaño, emitiendo simultáneamente dos o tres neutrones (fisión). La posibilidad de que un neutrón produzca una reacción nuclear de captura o de fisión, depende respectivamente de la sección eficaz de captura o fisión del núcleo bombardeado, que depende a su vez de la naturaleza de dicho núcleo y de la energía del neutrón. Así pues, la transmutación de los actínidos se llevaría a cabo por medio de reacciones de fisión, mientras que la de los productos de fisión tendría lugar por medio de reacciones de captura neutrónica [31].

Para llevar a cabo la transmutación han sido estudiados dos modos, bien en forma homogénea donde los actínidos minoritarios serían diluidos en el combustible de los reactores nucleares, o heterogénea, mediante varillas o blancos de irradiación que contienen actínidos y productos de fisión.

En un primer momento se pensó que los reactores de agua ligera podrían servir para operaciones de transmutación, pero se demostró que no son adecuados debido a grandes limitaciones, ya que para este proceso son

necesarios neutrones de alta energía y con flujo elevado. Por este motivo, los estudios se han centrado en el uso de reactores rápidos (FR) y sistemas accionados por aceleradores de partículas de alta energía (ADS):

- **Reactores rápidos (FR).** Estos reactores están incluidos dentro del grupo de los reactores nucleares de IV generación, siendo los diseños mejor posicionados los reactores rápidos refrigerados por plomo (LFR), por gas/helio (GFR), y por sodio (SFR). Constituyen un conjunto de reactores más avanzados, cuyo objetivo principal es la generación de energía eléctrica con mucha más eficiencia, mayor seguridad, menor producción de residuos radiactivos, y menor riesgo de proliferación. El interés por este tipo de reactores para transmutar determinados radionucleidos de vida larga presentes en el CG, reside en que podrían consumir determinados radionucleidos (quema de actínidos principalmente) mediante su disolución en el combustible nuclear, ya que los neutrones rápidos tienen la capacidad de fisiónar la mayoría de éstos. El uso de FR podría reducir el inventario de los actínidos presentes en el CG que se encuentra almacenado actualmente, existiendo limitaciones en las cantidades de Pu y actínidos minoritarios eliminados por ciclo (alrededor de 2,5 – 5% de actínidos minoritarios). Además, debido a que en el proceso de separación, el Pu se extraería en conjunto con otro tipo de actínidos, todo riesgo de utilización del Pu como arma desaparecería, debido a la contaminación de éste, acabando así con el problema de la proliferación nuclear. A pesar de las grandes ventajas que aportarían este tipo de reactores, no se espera que estén disponibles para su uso comercial antes del año 2030 [5], [8], [28], [31].
- **ADS (Accelerator Driven System).** Este sistema está dedicado únicamente a la transmutación. Está basado en la emisión de un haz de protones de alta energía, que al incidir sobre un metal pesado (plomo), produce una desintegración en varios fragmentos y la emisión de un elevado flujo de neutrones de alta energía. Estos neutrones inciden sobre núcleos de actínidos (Pu y Am), transmutándose por fisión, y emitiendo nuevos neutrones, algunos de los cuales inciden sobre núcleos de vida larga (como por ejemplo I-129 y Tc-99), produciendo su transmutación por captura neutrónica y convirtiéndose en núcleos estables (Xenón y Rutenio). En la siguiente imagen podemos ver ilustrada esta explicación [5], [31].

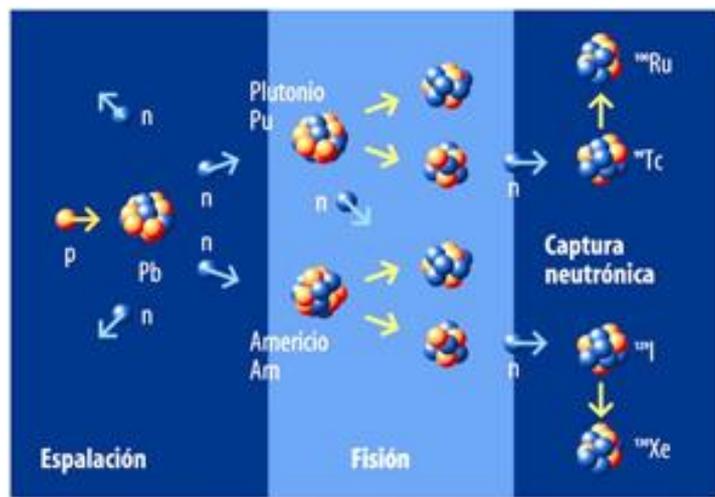


Gráfico 4.8. Esquema de la transmutación [5]

Entre las ventajas que ofrece el proceso ST del CG podemos destacar los expuestos a continuación [5], [31]:

- Una reducción importante de la radiotoxicidad y del tiempo que esta tiene valores elevados. Los valores de radiactividad que en el ciclo abierto se alcanzarían a los 100.000 años, con la ST les obtendríamos en unos 1.000 años.
- Una reducción del volumen y carga calorífica de los RAA vitrificados que deben ser almacenados en un almacén definitivo, lo que significa que una mayor cantidad de RAA vitrificados puede ser almacenada en el mismo repositorio.
- Mayor aprovechamiento del contenido energético del CG, ya que al realizar la transmutación por fisión se genera energía que puede utilizarse en la producción de electricidad.

Pero esta técnica también presenta ciertos problemas entre los que podemos destacar [5], [31]:

- Requiere de altos recursos económicos.
- Continuarán existiendo RAA a los que habrá que buscar una solución final.

- Existe cierta incertidumbre sobre su viabilidad como alternativa tecnológica.
- La gran complejidad de los procesos de ST puede suponer riesgos radiactivos.
- Llevar a cabo un programa comercial de ST requiere de largos periodos de tiempo para su desarrollo.

Así pues, aunque los fundamentos químicos de la “Separación y Transmutación” están bien establecidos, queda aún pendiente un importante complejo trabajo de investigación, desarrollo y demostración hasta lograr la viabilidad tecnológica de estas actividades.

4.5.6. Almacenamiento definitivo

Consiste en trasladar el CG y los RAA vitrificados procedentes del reproceso a un almacén permanente para su enfriamiento y decaimiento radiactivo a largo plazo, y donde permanecerán hasta que alcancen valores de radiación natural.

Una opción es el Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) en formaciones geológicamente estables a profundidades comprendidas entre los 500 y 1.000 metros [1], solución que internacionalmente ha sido aceptada como más segura y viable para la gestión final del CG y los RAA. Esta aceptación se fundamenta en la capacidad de aislamiento y confinamiento a largo plazo que poseen las formaciones geológicas, siempre y cuando estas reúnan unas determinadas características de estabilidad, espesor y capacidad de retención [23].

El AGP ha sido concebido desde hace más de 50 años, como el sistema de aislamiento más apropiado para la evacuación final del CG y los RAA, sin intención alguna de ser recuperado. Esto es debido a que estos elementos radiactivos pueden suponer riesgos radiológicos significativos durante periodos de tiempo ampliamente superiores a aquellos en los que se podría garantizar su vigilancia y mantenimiento en instalaciones de almacenamiento en superficie [5]. Sin embargo, el AGP proporcionaría el alejamiento de este material, de posibles procesos disruptivos asociados al hombre, así como de la inestabilidad histórica de sus estructuras sociales [2].

El AGP se fundamenta en el llamado “principio multibarrera” que consiste en interponer una serie de barreras artificiales y naturales, entre el material que se va a almacenar y la biosfera, asegurando de esta forma que el tiempo de tránsito hasta ésta, de cualquier radionucleido almacenado que pudiera

liberarse, sea tan largo que en caso de alcanzarla, su actividad haya decaído lo suficiente como para ni modificar los rangos del fondo natural, ni los rangos de dosis aceptados para las personas. Cada una de las barreras interpuestas entre los elementos almacenados y la biosfera, proporcionará unas condiciones de aislamiento específicas, constituyendo el conjunto de todas ellas, un sistema pasivo cuyo resultado será proporcionar la ausencia de impacto no deseable, tanto actual como futuro, a las personas y al medio ambiente [5], [23].

Las barreras consideradas pertenecen a dos tipos, artificiales y naturales:

- **Barreras artificiales.** También llamadas tecnológicas o de ingeniería. Este tipo de barreras se diseñan, construyen y colocan considerando el diseño del repositorio escogido, y teniendo también en consideración las características del sistema de barreras naturales y su conexión con éste. Además, se debe tener en cuenta a la hora de seleccionar el tipo de barreras de ingeniería, las condiciones de presión, temperatura y radiación a las que estarán sometidos los elementos almacenados durante las distintas fases del funcionamiento a largo plazo de la instalación de AGP.

Las funciones que deberán realizar los componentes que formen estas barreras se resumen fundamentalmente en: aislar los elementos almacenados del agua procedente de la barrera geológica, asegurar una protección mecánica frente a posibles eventos sísmicos, y ser capaces de retardar al máximo la salida de los radionucleidos presentes en el material almacenado [5], [23].

Los componentes de las barreras artificiales o de ingeniería son:

- **La propia forma química del residuo.** La primera barrera estaría formada por la propia forma química de la matriz del material que se va a almacenar, ya sea CG o RAA vitrificados procedentes del reproceso. Esta barrera de tipo físico/químico, se fundamenta en la insolubilidad y resistencia a la corrosión que presentan estos materiales en las condiciones que se dan en el lugar de almacenamiento. Así pues, la solubilidad de estos materiales (vidrios del reproceso o matriz de UO_2 en el caso del CG procedente de los reactores de agua ligera) es tan reducida, que serían necesarios miles de años para completar su disolución total dado el volumen de agua tan pequeño con el que estarían en contacto, siempre y cuando el repositorio esté bien seleccionado y las barreras de ingeniería correctamente diseñadas e implantadas [5], [23].

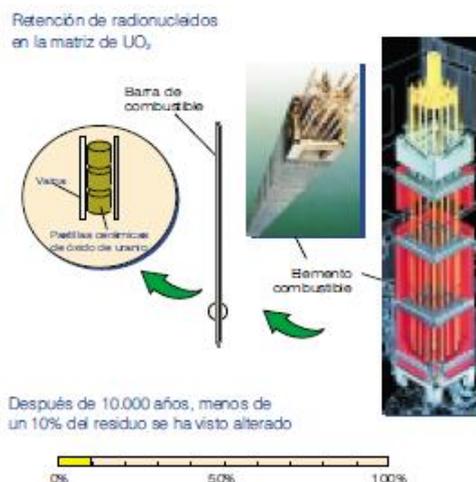


Figura 4.20. Primera barrera de ingeniería [23]

- **Cápsulas metálicas de almacenamiento.** La función de estas cápsulas es albergar el CG y los RAA vitrificados. Estas cápsulas mecánicas deben tener una elevada resistencia a la corrosión, retardando de esta forma la llegada del agua al material presente en su interior. Además de esto, deben ser muy duraderas, a fin de proteger a los elementos almacenados en su interior, por lo que se construyen con materiales que disipen adecuadamente el calor y que sean estables frente a la radiación emitida por los elementos que almacena. Estas cápsulas, cuyo confinamiento del material dependerá del material con el que estén hechas, deben asegurar la estanqueidad del CG y los RAA situados en su interior durante algunos miles de años, para cápsulas de aceros no aleados; y de hasta más de cien mil años, para cápsulas de cobre [23].



Figura 4.21. Cápsulas metálicas [23]

- **Materiales de relleno y sellado.** Esta barrera suele estar formada por arcillas compactadas, que se colocarían rodeando a las cápsulas metálicas, y en contacto directo con la formación geológica. Entre las funciones que tendrá esta arcilla compactada se destacan: minimizar el acceso del agua al resto de barreras de ingeniería, soportar los esfuerzos mecánicos de la barrera geológica asegurando la integridad de las cápsulas, retardar el transporte de los radionucleidos que hayan podido liberarse del sistema residuo/cápsula, y disipar de manera adecuada tanto el calor generado por el material radiactivo almacenado, como los gases producidos como consecuencia de la corrosión de las cápsulas.

Enresa, en su concepto de AGP, considera como materiales de relleno y sellado más apropiados, los elementos bentoníticos, y más concretamente la bentonita de la zona del Cabo de Gata. Esta bentonita, gracias a su baja permeabilidad minimiza la llegada de agua a la cápsula metálica que contiene el CG o los RAA vitrificados. Además, posee una buena conductividad térmica, por lo que disipará el calor adecuadamente, y tiene una alta capacidad de hinchamiento, realizando un adecuado sellado de las posibles vías de acceso del agua. A todo esto hay que sumar su elevada superficie esférica, cualidad que hace posible la retención de los posibles radionucleidos liberados y la conservación química del agua dentro de un cierto rango. Por otra parte, hay que destacar también la elevada plasticidad de la bentonita, propiedad muy importante, ya que permite a este material aportar una alta protección mecánica a las cápsulas mecánicas que contienen el material radiactivo [5], [23].

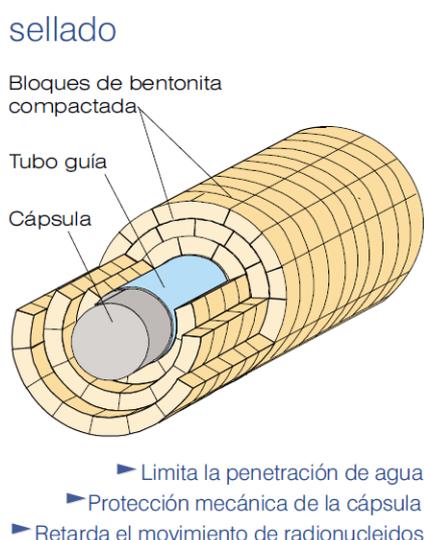


Figura 4.22. Material bentonítico de relleno y sellado [23]

- **Barreras naturales.** Estas barreras, a diferencia de las artificiales, no han sido construidas por el ser humano, pero si seleccionadas de forma que reúnan los requisitos funcionales necesarios para que, junto con las barreras artificiales, confieran al sistema la seguridad adecuada. Estas barreras naturales serán, a largo plazo, las responsables de la seguridad del sistema, aun considerándose la degradación de las barreras artificiales, y el acontecimiento de eventos no deseados [5], [23].

Los elementos que componen las barreras naturales son la geosfera y la biosfera:

- **Geosfera.** Está formada por las formaciones geológicas donde se ubica la instalación (repositorio), y las aguas y gases que éstas contienen. Esta barrera geológica tiene un papel muy importante en el repositorio, ya que por una parte va a condicionar el funcionamiento del resto de barreras, y por otro lado constituirá el elemento definitivo de seguridad a largo plazo.

El principal inconveniente de la barrera geológica reside, en que mientras las barreras artificiales pueden diseñarse y construirse en función de las necesidades, sobre las geológicas, el hombre no puede actuar, siendo por este motivo fundamental un adecuado proceso de selección de las mismas. Los requisitos funcionales que deben cumplir las barreras geológicas son básicamente las de proteger las barreras de ingeniería, minimizar el volumen de agua en el repositorio, retardar o impedir la salida de los radionucleidos, y proteger al repositorio frente a la intrusión humana. Además de todo esto, la barrera geológica escogida debe permitir la viabilidad constructiva y operativa de la instalación.

Para cumplir con estos requisitos, las formaciones geológicas alojantes del repositorio deben tener estabilidad tectónica, baja sismicidad, reducida permeabilidad, poca complejidad estructural, espesor, profundidad y extensión suficiente para aislar de esta manera al repositorio, de procesos naturales o actividades humanas no deseadas. Además, debe existir la posibilidad de que el sistema pueda ser representado mediante modelos numéricos [5], [23].

Las formaciones geológicas más favorables, según los requisitos anteriores, son granitos, arcillas y sales, no descartándose que puedan existir otros entornos que pudieran

reunir las características anteriormente mencionadas. Sus características principales son [23]:

- **Granitos.** Muy reducida solubilidad, baja permeabilidad, capacidad de retención variable, excavación fácil y estable, buena resistencia a la alteración química y mecánica, y alta resistencia a la erosión y al movimiento de agua por difusión.
 - **Arcillas.** Gran capacidad de retención, muy baja permeabilidad, plasticidad media/alta, baja conductividad térmica, reducida corrosividad, fácil excavación pero con necesidad de estructuras de sostenimiento, poca capacidad de fractura y movimiento del agua por difusión.
 - **Sales.** Porosidad y permeabilidad muy reducidas, elevada conductividad térmica, posibilidad de fractura mínima o inexistente, propiedades autosellantes, fácil excavación, baja capacidad de retención, y movimiento de tipo difusivo.
- **Biosfera.** El otro componente de las barreras naturales, además de la geoesfera, es la biosfera, que consiste en el conjunto de ecosistemas (suelos, aguas, seres vivos, etc.) que recibirán el impacto del repositorio. Así pues, la biosfera sería el receptor final de los radionucleidos que pudieran liberarse del resto de barreras interpuestas, por lo que es muy importante a la hora de elegir el emplazamiento, tener en cuenta los mecanismos de transferencia que puedan darse en éste, a fin de que el impacto fuera el menor posible [23], [33].

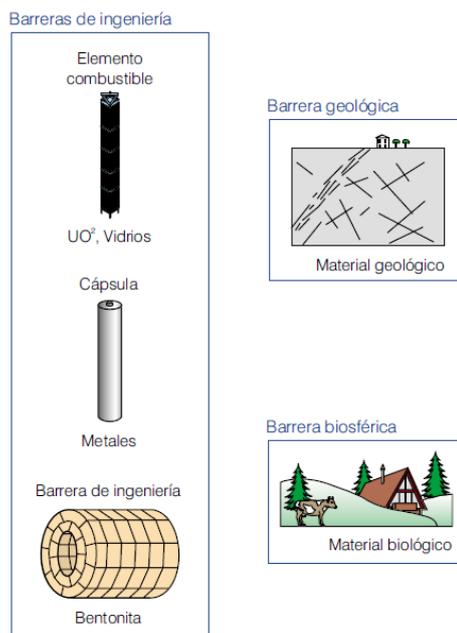


Figura 4.23. Barreras naturales y artificiales [23]

El desarrollo de una instalación de AGP (selección de emplazamiento, diseño y construcción), su operación y posterior clausura, es un proceso muy largo que tendrá lugar durante varias décadas.

La mayor parte de los estados que han tomado decisiones con respecto a la implantación de una instalación de AGP, tienen previsto la toma de decisiones por etapas. Así pues, se considera que para llevar a cabo la implantación de una instalación de este tipo existen, al menos, tres etapas o periodos asociados a su desarrollo, operación y posterior clausura:

- **Periodo preoperacional.** Durante este periodo tienen lugar las actividades de investigación y selección de emplazamiento, ensayo en laboratorios subterráneos, evoluciones de impacto ambiental, diseño y proyecto de las instalaciones, así como la obtención de la autorización y posterior construcción de la instalación [5], [23].
- **Periodo operacional.** Este periodo se inicia cuando se reciben los primeros elementos de CG y RAA vitrificados, procedentes de las instalaciones de almacenamiento temporal. Este material podrá venir ya encapsulado adecuadamente, o podrá realizarse en las propias instalaciones de AGP, dependiendo de la opción de tratamiento elegida. A lo largo de todo el periodo de operación podrán retirarse, todos o parte de los elementos almacenados si así se decidiera [23]. Durante el periodo operacional, se colocan las cápsulas metálicas que contienen el material radiactivo en las galerías de almacenamiento, así

como las barreras de relleno y sellado. Además, durante este tiempo continuarán los programas de ensayos en laboratorios subterráneos, así como el control y la monitorización del emplazamiento.

Una vez que la clausura haya sido aprobada, comenzarán las actividades de sellado de los pozos y galerías de acceso a las instalaciones subterráneas [5], [23].

- **Periodo postclausura.** Comienza una vez que todas las rutas a las instalaciones subterráneas están cerradas y selladas. Tras realizarse la clausura de la instalación de AGP, la seguridad de éste se deberá únicamente a sistemas pasivos basados en las barreras artificiales y naturales anteriormente descritas. No obstante, durante un periodo posterior prolongado, podría seguir existiendo un control por parte de las instituciones pertinentes mediante la monitorización de las instalaciones, principalmente por motivos de demanda social [5], [23].

La opción del AGP ha sido entendida como el almacenamiento permanente del CG y los RAA sin ninguna intención y/o posibilidad de recuperación. Pero esto no quiere decir que los elementos depositados no pudieran ser recuperados por técnicas convencionales de minería con adecuada protección radiológica. De hecho, esta opción constituye uno de los principales problemas de intrusión humana recogidos en las evaluaciones de seguridad del AGP [5].

A pesar de esto, últimamente se observa un creciente interés en el ámbito internacional por el desarrollo de estrategias de gestión de residuos radiactivos que incluyan la posibilidad de su recuperación en el periodo postoperacional. Entre los argumentos a favor que se destacan de la recuperabilidad, se incluyen aspectos operacionales y de seguridad (posible fallo del repositorio), económicos (posible reutilización de los residuos en el futuro), sociales (mayor aceptación pública) y éticos (más opciones de gestión para las generaciones venideras) entre otros. Los argumentos en contra de la posibilidad de recuperación de los elementos almacenados, se basan en aspectos relacionados con la seguridad (mayor riesgo de robos para usos desconocidos), complejidad adicional en el diseño y construcción de repositorio, sobrecostes asociados, y consideraciones éticas (cargas a generaciones futuras que tendrán que mantener la vigilancia de la instalación frente a intrusiones) entre otros. Debido a esto, la gran mayoría de países comparten la idea de que la seguridad operacional y postoperacional a largo plazo del repositorio, no debería sacrificarse a favor de una más fácil recuperación del material almacenado. Las implicaciones que la recuperabilidad de estos elementos impone sobre la seguridad, pueden dividirse en: ajustes de diseño (nuevos materiales para las cápsulas que contienen el material radiactivo, material de relleno y sellado arenoso y repositorio construido de forma modular), y ajustes operacionales (registro de la información, maquinaria especial, repositorio abierto durante amplios

periodos, etc.). A pesar de esto, el interés por la posible recuperabilidad, se basa en que estos ajustes no suponen un obstáculo insalvable para incluir dicha recuperación en los distintos conceptos de AGP. En el plano normativo, el concepto de recuperabilidad recibe actualmente poca atención, pero se está introduciendo como mínimo en los planes de discusión y revisión de las políticas de gestión de residuos radiactivos [5].

El principal problema que implica el AGP es el largo periodo de tiempo (cientos de miles de años) para el que hay que demostrar que su funcionamiento no producirá un impacto no aceptable al ser humano y al medio ambiente. Como consecuencia de esto, para la evaluación del funcionamiento del AGP a muy largo plazo, se requiere de conocimientos muy precisos de cómo se van a comportar los componentes del repositorio. Para obtener este conocimiento, principalmente se ha desarrollado lo que se conoce como “laboratorios subterráneos”, que son centros de investigación situados en el interior de formaciones geológicas de características, y a profundidades similares a las de un repositorio. El objetivo de estos centros de investigación es conocer el funcionamiento a muy largo plazo de este sistema de almacenamiento, el cual solo puede estimarse, fiablemente, a partir de modelos matemáticos que representen los procesos físico/químicos que van a tener lugar. Estos modelos son realizados a partir de datos experimentales de laboratorios convencionales, subterráneos, y estudios de sistemas naturales. La modelización, constituye por tanto, una herramienta clave en la gestión del CG y los RAA, pues su aplicación como integradora del conocimiento, permite estimar el funcionamiento a largo plazo del repositorio, y por tanto, su seguridad [5], [23].

A pesar de que actualmente se dispone de potentes herramientas de simulación, y de modelos de evaluación de la seguridad y del comportamiento de los sistemas de AGP, la mayoría de los programas de desarrollo de estos sistemas han sufrido retrasos, principalmente debido a problemas de oposición social a este tipo de instalaciones, ya que no se tiene la percepción de la absoluta necesidad de estos sistemas de almacenamiento [5], [23].

A todo esto hay que añadir que, como hemos visto, se encuentran en desarrollo técnicas de separación de radionucleidos de periodo largo presentes en el CG, y su posterior transmutación en otros de periodo más corto o estables. El resultado de estas técnicas, es que los residuos perderían la mayor parte de su actividad en unos cientos de años, por lo que la disposición final podría simplificarse mucho, pudiendo no ser consideradas necesarias las instalaciones de este tipo [1], [8]

No obstante, Estados Unidos tiene una instalación de AGP en operación, La Planta Piloto para el Aislamiento de Residuos WIPP (New México), destinada a almacenar los residuos radiactivos procedentes de la investigación y de la fabricación de armamento nuclear, no siendo esta instalación adecuada para albergar elementos de CG y RAA generados como consecuencia de la

operación de las centrales nucleares. Además de esta instalación, Estados Unidos puso en marcha el desarrollo de una instalación de AGP para el almacenamiento del CG y los RAA procedentes de sus centrales nucleares, en el Yucca Mountain, región montañosa de nevada, a unos 100 Km al noroeste de Las Vegas. La elección de este emplazamiento fue debido a su clima seco, lejanía de centros de población, acceso restringido, geología estable, lecho acuático profundo y sin corrientes externas conocidas de agua, así como escasez de precipitaciones y movimientos sísmicos. Además de todo esto, se encuentra en una depresión, por lo que en el caso de que determinados radionucleidos contenidos en los elementos almacenados pudieran llegar a escapar, el agua contaminada no podría salir del valle. Finalmente, el proyecto se detuvo oficialmente en marzo de 2010 y los únicos recursos económicos invertidos para este proyecto están destinados a su desmantelamiento. Alemania por su parte también ha propuesto la mina de sal del municipio Gorleben como el mejor emplazamiento para la construcción de una instalación de AGP para sus RAA [1], [8].

Por otro lado, últimamente la opción de soluciones compartidas, ya sea mediante repositorios regionales, o internacionales, ha merecido una cierta atención a pesar de los problemas de aceptación pública que conllevan. Este interés ha sido mostrado principalmente por países con programas nucleares reducidos o que no disponen de formaciones geológicas adecuadas para implantar instalaciones de AGP. No obstante, esta opción aún presenta importantes problemas sobre todo de índole jurídico y legal [5].

Mientras finalmente se llega a una decisión sobre la aprobación e implantación de un AGP, un gran número de países se están viendo forzados a seguir una estrategia de almacenamiento temporal en instalaciones en la superficie o relativamente pocos metros de profundidad. Este modo de gestión podría proporcionar libertad de opción a las generaciones futuras, reduciendo así la responsabilidad que se les confiere. Este principio ético se basa en que la generación actual, que se está beneficiando de la energía nuclear, debe ser la que aporte y provea soluciones para los residuos radiactivos que ella genera. En todo caso, aún implantando sistemas de AGP, si se incorpora el principio de recuperabilidad, se podría recuperar el material almacenado incluso cientos de años después de su clausura, respetándose en cierto modo, el principio ético antes señalado [5].

4.5.7. Gestión del CG en España

En 1984, el Parlamento español creó Enresa como una entidad de carácter público y sin ánimo de lucro, responsable de la gestión de los residuos radiactivos. Nace de esta forma Enresa, una compañía creada para cumplir con un servicio público esencial: recoger, tratar, acondicionar y almacenar los residuos radiactivos que se generen en cualquier punto del Estado español. También es cometido de Enresa el desmantelamiento de las instalaciones

nucleares y radiactivas en desuso, así como la restauración ambiental de las minas de uranio, siendo su misión principal proteger a las personas y al medio ambiente de los residuos radiactivos.

El Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) es el documento que recoge las estrategias y actividades a llevar a cabo en España en relación con los residuos radiactivos, el desmantelamiento de instalaciones nucleares, y su estudio económico financiero. Es aprobado por el Consejo de Ministros y se revisa y actualiza periódicamente. Desde la creación de Enresa han existido seis Planes Generales de Residuos Radiactivos, que han marcado las líneas de actuación y los objetivos del sistema de gestión integral de los residuos radiactivos. Actualmente se encuentra vigente el VI Plan General de Residuos Radiactivos (VI PGRR), que se basa en una propuesta que Enresa elaboró a petición del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, y fue aprobado por el Consejo de Ministros del 23 de junio de 2006. Este plan recoge los principales hechos de la empresa en lo que a la gestión de residuos radiactivos se refiere, así como las actividades que deberá afrontar en los próximos años.

Enresa, como empresa pública que es, se encuentra sometida al control regulador de diversos organismos de la Administración General del Estado, que validan la planificación de sus actividades y controlan sus actuaciones. El Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital es el órgano encargado de establecer la política de gestión a seguir en relación con los residuos radiactivos. Por su parte, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es el organismo regulador español en materia de seguridad y protección radiológica. Mención especial merecen los accionistas de Enresa: el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) y la Sociedad Estatal de Participaciones Industriales (SEPI). Por último, destacar la relación con el Parlamento español, a quien Enresa reporta información sobre sus actividades y proyectos, comunica necesidades legislativas, e informa de las innovaciones tecnológicas en su ámbito de actuación [35].

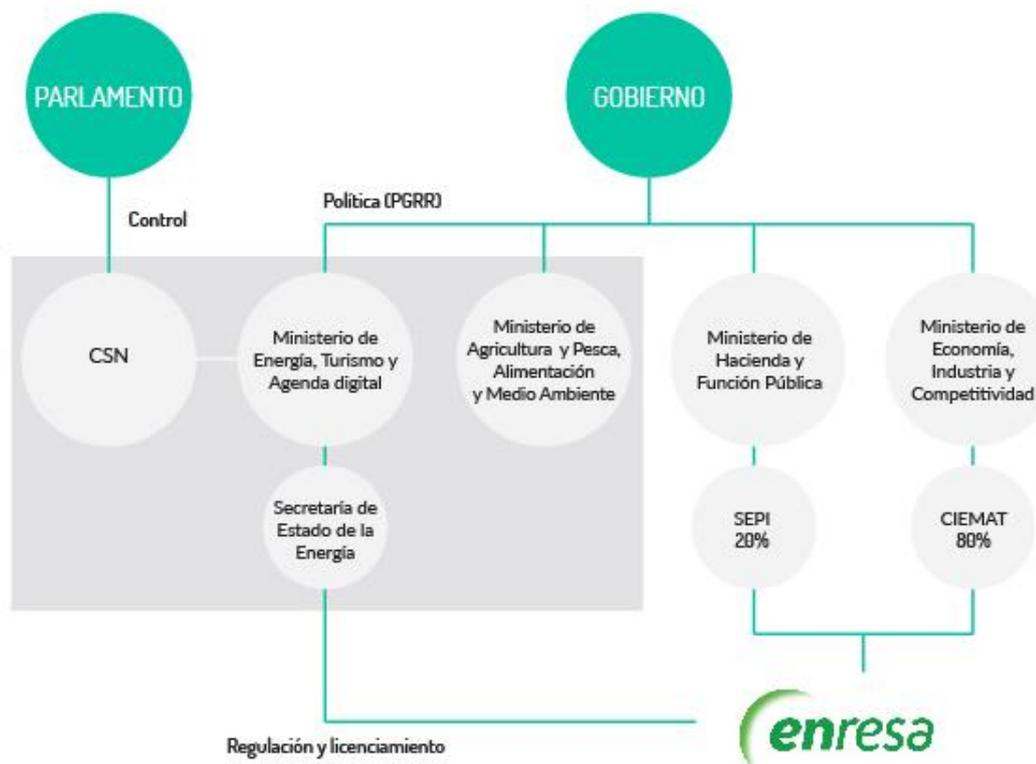


Gráfico 4.9. Organigrama Control Institucional Enresa [35]

Enresa, además de desarrollar los aspectos técnicos propios de la gestión de residuos radiactivos, gestiona y administra los recursos económicos que se van obteniendo para la financiación de los cometidos para los que fue constituida. También, con objeto de preservar a las generaciones futuras de los importantes costes de la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de las instalaciones nucleares, está instaurado un sistema específico de financiación de los costes de gestión de estos residuos radiactivos independiente de los Presupuestos Generales del Estado [35].

Los primeros pasos seguidos en España, en lo que al tratamiento del CG se refiere, tuvieron que ver con el reproceso del CG. En España se optó inicialmente, en los años setenta, por reprocesar en el extranjero el CG de las centrales de primera generación: Vandellós I, José Cabrera y Santa María de Garoña. Se destinaron al reproceso en Reino Unido varias recargas de CG procedentes de José Cabrera y Santa María de Garoña, y se envió a Francia para el mismo fin, todo el CG de Vandellós I.

Esta práctica se interrumpió en 1982, salvo para la central nuclear Vandellós I, que dejó de operar en 1989 y cuyo CG hubo de reprocesarse en su totalidad para poder acometer su desmantelamiento. Como consecuencia de los compromisos derivados de los diferentes contratos de reproceso, deberán

retornar a España diversos residuos de media y alta actividad, especialmente de Vandellós I, que debían ser gestionados a partir de 2011.

Desde el año 1983, la política de gestión del CG de las centrales nucleares españolas, está basado exclusivamente en el almacenamiento. El Gobierno optó entonces por el denominado ciclo abierto, descartando totalmente el reprocesado del CG procedente de los reactores españoles (ciclo cerrado).

El hecho de no enviar a reprocesar el CG una vez cumplido el periodo de enfriamiento en las piscinas, preveía una saturación de las mismas. Ante esta saturación prevista, a lo largo de la década de los noventa se acometió la progresiva sustitución de los bastidores originales donde se insertaba el CG por otros más compactos, operación que se alargó hasta 1997. Esto permitió aplazar la necesidad de dotar al sistema español de una capacidad de almacenamiento adicional a la de las propias piscinas [11]. A pesar de esto, las centrales nucleares de Trillo, Ascó y José Cabrera tuvieron que acabar suplementando su capacidad con un almacenamiento en seco (ATI):

- **ATI de la central nuclear de Trillo.** Un caso singular es el de la central de Trillo, que pese a sustituir sus bastidores, agotó su capacidad de almacenamiento en 2002, siendo necesario implantar un ATI en el mismo emplazamiento de la central, al que se va transfiriendo anualmente parte del CG producido por el reactor. Se trata de una nave con muros y techo de hormigón capaz de alojar hasta 80 contenedores de doble propósito (almacenamiento y transporte). Los contenedores empleados son cilíndricos de 5,02 metros de altura y 2,36 metros de diámetro, y sus paredes siguen la secuencia acero-plomo-acero-blindaje neutrónico. Estos contenedores están rellenos de un gas inerte (He) y tienen capacidad para 21 elementos combustibles. Dichos contenedores se encuentran colocados en posición vertical sobre una losa de hormigón y están refrigerados por convección natural [1], [35].



Figura 4.24. ATI Central Nuclear de Trillo [49]

- **ATI de la central nuclear Ascó.** Consiste en una instalación ubicada dentro del propio emplazamiento de la central y está diseñada para almacenar en seco el CG descargado de los reactores Ascó I y Ascó II. La instalación está formada por dos losas de hormigón armado de 40 metros de longitud, 11 metros de ancho y 60 centímetros de espesor. Tiene una capacidad de 1024 elementos de CG repartidos en 32 contenedores (16 contenedores por losa). El sistema elegido (Historm 100) consiste en una cápsula metálica, un contenedor de transferencia y el propio módulo externo que conforma una barrera estructural y radiológica, ya que los contenedores quedan aislados al aire libre. Esta instalación se encuentra rodeada de un sistema de vallado exterior, sencillo, de protección radiológica (fuera de esta valla las condiciones son las propias de una zona de libre acceso) y de un vallado interior de seguridad física que delimita el área de almacenamiento [1], [35].



Figura 4.25. ATI Central Nuclear de Ascó [50]

- **ATI de la central nuclear José Cabrera.** Esta central, que cesó su operación en abril de 2006, también tuvo que ser dotada de una instalación de este tipo por motivo de su desmantelamiento. Consiste en una losa de hormigón armado en la que se apoyan 16 módulos de almacenamiento, y está rodeada por un sistema de vallado exterior de protección radiológica (fuera de esta valla las condiciones son las propias de una zona de libre acceso), y por un vallado interior de seguridad física que delimita el área de almacenamiento, al igual que ocurría en el ATI de Ascó. Este ATI almacena 12 módulos cargados con el CG y otros 4 contenedores adicionales que albergan las piezas metálicas con más actividad, obtenidas durante el desmantelamiento de los componentes internos del reactor [35].

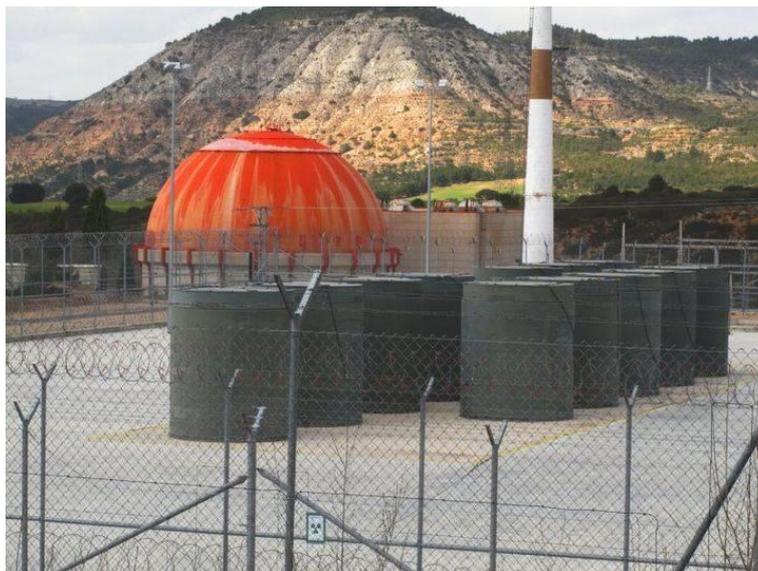


Figura 4.26. ATI Central Nuclear de José Cabrera [85]

Al problema de la saturación de las piscinas, se suman los compromisos internacionales que implican la obligación contractual de devolución de los residuos vitrificados del reproceso realizado en los años setenta y que debían ser gestionados a partir de 2011.

A la vista de esto, en diciembre de 2011 el Gobierno español aprobó la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) en el municipio de Villar de Cañas (Cuenca) para albergar, en único lugar y durante alrededor de 60 años, todo el CG generado por las centrales nucleares españolas durante toda su vida de operación, los residuos vitrificados del reproceso (especialmente de Vandellós I), y los residuos de media actividad que por sus características no puedan ser almacenados en la instalación de El Cabril (Córdoba). En total supondría unos 12.800 m³ de material radiactivo a almacenar en el ATC.

Actualmente el proyecto del ATC se encuentra paralizado temporalmente debido a una batalla judicial que libran el Ayuntamiento de de Villar de Cañas (PP) y el Gobierno regional de Castilla-La Mancha (PSOE), debido a que este último ha ampliado los límites de un espacio natural que ahora llega a los terrenos donde está proyectado el ATC, declarando también nulo el Plan de Ordenación del municipio, decisión que el Ayuntamiento de Villar de Cañas ha llevado a los tribunales.

Como consecuencia de esto, el resto de centrales nucleares se están planteando e incluso llevando a la práctica la implantación de instalaciones de ATI para solucionar su falta de espacio. Así pues, Garoña se encuentra en

fase de construcción de un ATI, Almaraz está en fase de tramitación del suyo y Cofrentes lo tiene previsto. Se estima que la puesta en funcionamiento de los seis ATI, uno para cada central española, será de unos 2.300 millones de euros [71].

5. El Almacén Temporal Centralizado (ATC)

5.1. Definición. Panorama internacional

Las instalaciones de Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC) son instalaciones destinadas a almacenar los elementos radiactivos de alta actividad y/o de vida larga (básicamente CG y RAA vitrificados) procedentes de todas o varias de las centrales nucleares de un país, por un periodo de tiempo determinado. Estas instalaciones se sitúan en emplazamientos ajenos a las centrales nucleares, y por regla general se construyen en la superficie del terreno seleccionado, aunque en algunos casos podemos encontrarlas a relativamente pocos metros de profundidad (alrededor de 30 metros).

A la hora de seleccionar el emplazamiento donde se ubicará la instalación, deben tenerse en cuenta las características del terreno, tales como su topografía (relieve), geotecnia, sismicidad, hidrología y meteorología, debiendo ser todas ellas favorables con el fin de garantizar la estabilidad de la misma incluso en las condiciones más desfavorables.

Las instalaciones de ATC están diseñadas para su operación durante varias décadas (entre 50 y 100 años aproximadamente) y requieren de medidas de vigilancia y mantenimiento de forma continua. Constan de una estructura exterior de hormigón que proporciona blindaje contra las emisiones producidas por el material radiactivo almacenado, así como protección frente a posibles ataques terroristas. Además, se encuentran rodeadas por una valla perimetral que restringe el acceso no autorizado.

En cuanto a la tecnología de almacenamiento utilizada, se puede optar tanto por el almacenamiento en húmedo, es decir en piscinas, como en seco, utilizando contenedores o bóvedas, pudiéndose recuperar el material radiactivo en todo momento para su gestión posterior.

El almacenamiento centralizado es una etapa intermedia en la gestión de los elementos radiactivos de alta actividad, para la que existen a día de hoy tecnologías suficientemente desarrolladas y probadas durante periodos de tiempo superiores a los 50 años, pero no puede considerarse como una solución definitiva, ni tampoco prolongarse indefinidamente.

Cabe destacar por último, que el acrónimo ATC, se utiliza indistintamente para referirse a “Almacenamiento Temporal Centralizado” o “Almacén Temporal Centralizado” [1], [25], [37].

En la Tabla 5.1 se muestran las principales instalaciones de este tipo:

País	INSTALACIÓN	TECNOLOGÍA	ALMACÉN
Alemania	Ahaus	Contenedores metálicos	CG
	Gorleben	Contenedores metálicos	CG y Vidrios
Bélgica	Dessel	Bóveda	Vidrios
Estados Unidos	PFS*	Contenedores metal-hormigón	CG
Federación Rusa	Mayak**	Piscina	CG
	Krasnoyarsk**	Piscina	CG
Francia	La Hague**	Piscina	CG
	La Hague**	Bóveda	Vidrios
	CASCAD	Bóveda	Vidrios
Holanda	HABOG	Bóveda	CG y Vidrios
Reino Unido	Sellafield**	Piscina	CG
	Sellafield**	Bóveda	Vidrios
Suecia	CLAB	Piscina	CG
Suiza	ZWILAG	Contenedores metálicos	CG y Vidrios

* En fase de concertación.

** Incluidas en los propios complejos de reprocesado

Tabla 5.1. Principales instalaciones de almacenamiento temporal centralizado de CG/RAA (2006) [4]

Entre los ejemplos más significativos se encuentra la instalación centralizada de CLAB (Suecia), diseñada para albergar todo el CG generado en el país, así como otros RAA (las barras de control por ejemplo). Esta instalación entró en operación en 1985 y consta de dos partes: un edificio situado en la superficie, donde se recibe el material radiactivo que se va a almacenar, y una construcción subterránea excavada en la roca, situada a unos 30 metros de profundidad, donde se encuentran las piscinas de almacenamiento (Figura 5.1) [11].

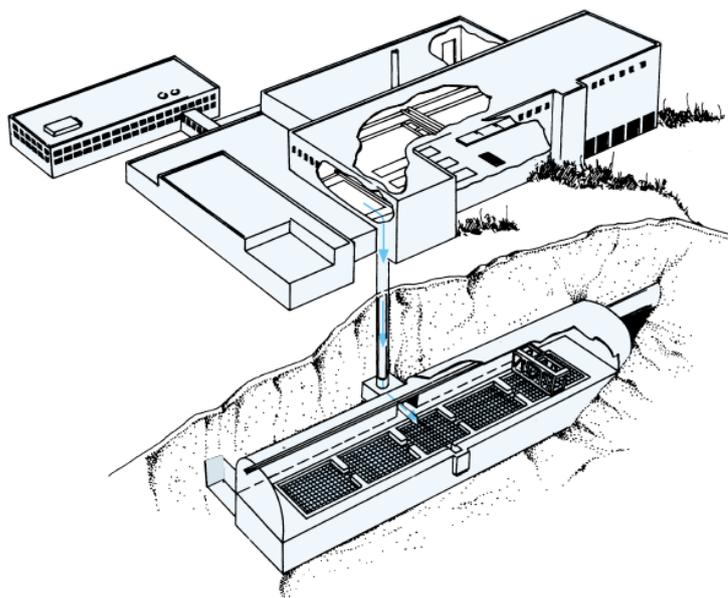


Figura 5.1. Instalación de CLAB (SUECIA) [2]

Merece la pena también hacer referencia a la instalación ZWILAG (Suecia), en funcionamiento desde 2001. La instalación consta de un edificio para el almacenamiento en seco del CG y RAA vitrificados, con capacidad de 200 contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte); un edificio de almacenamiento de RMA y vida larga, con capacidad para 4.000 m³; y un edificio para almacenar RBMA con capacidad para 16.500 m³ [11].



Figura 5.2. Instalación de Zwilang (Suiza) [11]

Las instalaciones de LA HAGUE (Francia) y SELLAFIELD (Reino Unido) por su parte, tienen características muy similares, ya que ambas son plantas de reproceso que incluyen instalaciones de ATC. En estas instalaciones se reprocesa la mayor parte del CG generado en sus respectivos países, y cada

una de ellas consta de dos instalaciones de ATC. A su llegada a la planta, el CG es almacenado en piscinas (almacenamiento temporal en húmedo) donde permanece unos dos o tres años, hasta que puede ser reprocesado (primera instalación de ATC). Tras el reproceso del CG, los RAA vitrificados resultantes son almacenados en un edificio basado en bóvedas de almacenamiento (almacenamiento temporal en seco), el cual se encuentra diseñado para operar durante unos 50 años (segunda instalación de ATC) [11].



Figura 5.3. Piscina de La Hague [36]



Figura 5.4. Sistema de almacenamiento en bóvedas de La Hague [11]

Por último, cabe destacar la instalación de HABOG (Holanda), la cual se ha tomado como referencia a la hora diseñar la instalación de ATC prevista para nuestro país en el municipio de Villar de Cañas (Cuenca), y que será descrita en apartados sucesivos.

5.2. Comparación del ATC con otros sistemas de almacenamiento

5.2.1. Comparación entre ATC y ATI

La diferencia principal entre las instalaciones de ATI y las de ATC, como se vio en puntos anteriores, reside en que las primeras están destinadas a albergar los elementos radiactivos de alta actividad y/o de vida larga procedentes de una misma central nuclear y se construyen dentro de su emplazamiento, mientras que las segundas, albergan los elementos de todas o varias de las centrales nucleares de un país, en un único lugar, y en un emplazamiento ajeno al de las centrales nucleares [37].

Los ATC son la solución más idónea en lo que al coste, mantenimiento y seguridad de las instalaciones se refiere. Es más económico disponer de una única instalación para el almacenamiento de material radiactivo, que varias instalaciones repartidas por distintos puntos de la geografía del país. Además resulta mucho más seguro llevar a cabo el mantenimiento de manera conjunta, que de forma individual para cada una de las instalaciones. De igual forma, los ATC permiten concentrar las medidas de vigilancia en una sola instalación, reduciéndose así el riesgo frente a intrusiones humanas con la consiguiente posible sustracción de material radiactivo para usos desconocidos o no pacíficos [1].

Sin embargo, la centralización por medio de instalaciones de ATC presenta también inconvenientes con respecto al ATI. La principal desventaja se deriva de los transportes de material radiactivo a realizar desde los lugares de producción hasta las instalaciones de almacenamiento, problema que se reduce notablemente en el caso de los ATI, al encontrarse éstos en el mismo emplazamiento que las centrales nucleares.

Sin duda, esta desventaja podría mitigarse con la presencia de accesos ferroviarios hasta la propia instalación. No obstante, hay que destacar que estos transportes, tanto por carretera como por ferrocarril, son una práctica habitual en muchos países, no habiéndose producido hasta la fecha incidentes graves [5].

5.2.2. Comparación entre ATC y AGP

La producción de energía nuclear comenzó antes de que se hubiera desarrollado un plan para la gestión definitiva de los residuos obtenidos, asique cuando comenzaron a surgir los residuos nucleares, éstos fueron generalmente almacenados en instalaciones de acceso controlado situadas en la superficie.

Los trabajos de investigación sobre la gestión final de estos residuos han demostrado que, en principio, todos los residuos radiactivos pueden ser almacenados permanentemente de manera que se proporcione una adecuada protección para la salud de las personas y del medio ambiente. Expertos internacionales han llegado al consenso de que el almacenamiento de los residuos de alta actividad y/o de vida larga en instalaciones subterráneas, como las de AGP, es la mejor opción de las disponibles actualmente.

Como consecuencia de esto, la opción del AGP ha estado siendo investigada por la mayoría de países productores de energía nuclear, sin embargo, otros han encontrado dificultades para continuar con el proceso, por lo que sus residuos seguirán acumulándose en instalaciones de almacenamiento temporal, como por ejemplo en los ATC.

Conforme la cantidad de residuos generados ha ido aumentando, se ha incrementado la preocupación por parte de un gran número de países sobre la sostenibilidad del almacenamiento temporal a largo plazo de dicho material, fundamentalmente, cuando parece que esta etapa de almacenamiento puede mantenerse indefinidamente al no existir ninguna instalación de AGP en operación. Pero por otro lado, existen opiniones que muestran su preferencia por un almacenamiento en superficie de manera continua y con vigilancia permanente, como solución al problema de los residuos en lugar de la opción del AGP [27].

A continuación, se analizan los diferentes aspectos del almacenamiento temporal a largo plazo en instalaciones de ATC, comparándolos con los de su disposición final en instalaciones de AGP:

- **Seguridad.** Cuando se almacenan elementos que contienen material radiactivo de alta actividad, puede producirse alguna degradación estructural de los mismos con el paso del tiempo. Si el lugar de almacenamiento es una instalación de ATC, cuanto mayor sea el periodo de almacenamiento, mayores posibilidades habrá de que el deterioro de dichos elementos pueda ocasionar una exposición de los trabajadores a las radiaciones ionizantes emitidas por el material almacenado. Por este motivo, para garantizar la seguridad, es necesario mantener un control exhaustivo del material durante toda la vida útil de la instalación. Sin embargo, en el caso de las instalaciones de AGP este problema se reduce considerablemente, ya que están diseñadas para proporcionar un confinamiento y aislamiento del material por periodos de tiempo muy largos (de hasta miles de años) sin precisar de controles activos por parte de los trabajadores. Además, las instalaciones de almacenamiento temporal son vulnerables a las intrusiones humanas no autorizadas cuando no se encuentran bajo una estrecha vigilancia. Esto provoca que si estas

instalaciones se diseñaran para periodos de tiempo muy elevados, se transmitiría a las generaciones futuras la obligación de mantener la vigilancia activa del material almacenado durante todo el periodo de operación.

Las preocupaciones en este sentido son menores en las instalaciones de AGP, debido a la elevada profundidad a la que se almacena el material, estando fuera del alcance de la mayoría de los individuos o grupos terroristas, salvo en el caso de los más sofisticados [27].

- **Mantenimiento.** Todas las instalaciones desarrolladas por el ser humano necesitan un adecuado mantenimiento para preservar su integridad, y mucho más elevado cuando de esa integridad depende el medio ambiente y la salud de las personas, como es el caso de las instalaciones de almacenamiento de material radiactivo de alta actividad.

Si bien es cierto que el mantenimiento es más sencillo cuando las instalaciones se encuentran en la superficie, hay que destacar que es necesario un control continuo por parte de las instituciones para garantizar que éste se realice correctamente. Sin embargo, la historia mundial revela que es improbable que cualquier infraestructura social existente a día de hoy, pueda perdurar durante el tiempo necesario que estos elementos radiactivos deben estar almacenados.

En cambio, las instalaciones de AGP se diseñan de manera que cualquier fallo en una barrera artificial, no tenga consecuencias sobre las personas ni sobre el medio ambiente. Esto es debido a que existen barreras artificiales independientes, así como barreras naturales que impiden escapes al exterior, no necesitando por tanto, mantenimiento alguno para preservar la integridad del material almacenado [27].

- **Recuperación.** La recuperación del material almacenado, si así se decidiera, es más sencillo cuando las instalaciones de almacenamiento se encuentran en la superficie del terreno, como las de ATC, que cuando son subterráneas. Tener la posibilidad de recuperar dicho material, mantiene la opción de que las futuras generaciones puedan tomar las decisiones que consideren oportunas con respecto a su gestión posterior.

Por otro lado, trabajos recientes han demostrado que la disposición final de material radiactivo en instalaciones de AGP puede desarrollarse por etapas, de manera que la posibilidad de recuperar el material se mantenga durante mucho tiempo, posponiendo la clausura final de la instalación el tiempo que se considere necesario. Esto evitaría tener que tomar decisiones antes de lo necesario, permitiendo

mayor flexibilidad para las generaciones futuras que la ofrecida por los primeros conceptos de AGP [27].

- **Costes.** Las estimaciones de costes más allá de una generación (30 años), llevan asociada una gran incertidumbre. Por este motivo, cualquier predicción de la financiación necesaria para sostener el almacenamiento de material radiactivo en instalaciones de ATC durante elevados periodos de tiempo, no se podrá predecir con exactitud.

En el caso de las instalaciones de AGP, la previsión de los costes es más sencilla, ya que estas instalaciones precisan de un periodo de implantación y operación de unos 20 años aproximadamente, no necesitando en principio más recursos económicos a partir de su clausura [27].

- **Aspectos sociales.** Por diversas razones, parece que existe una menor oposición social a la construcción o ampliación de instalaciones de almacenamiento temporal como los ATC, que a las de almacenamiento definitivo, como es el caso de los AGP.

El nivel de aceptación de las instalaciones de almacenamiento temporal nuevas o ampliadas es mayor en las zonas que han convivido con instalaciones nucleares durante muchos años, ya que puede considerarse como una continuación de la práctica existente. La familiaridad con la gestión de elementos nucleares, y las oportunidades de empleo, son algunos de los factores que pueden promover esta aceptación en las comunidades donde ya existen otras instalaciones nucleares. Sin embargo, esto no quiere decir que no existan preocupaciones y protestas cuando se va a construir una instalación nueva o se vaya a ampliar una existente, la aceptación está condicionada a que la instalación de almacenamiento sea temporal y no constituya el destino definitivo de los residuos. La opción de un almacenamiento definitivo parece tener una mínima aceptación.

El almacenamiento temporal es un paso intermedio en la gestión del material radiactivo, mientras que el uso de instalaciones de AGP tiene carácter permanente. Este carácter permanente es poco atractivo para un elevado sector de la sociedad, ya que es visualizado como un sistema que podría privar a las generaciones futuras de elegir cómo gestionar dicho material. Además, las instalaciones de almacenamiento temporal están vistas en muchas ocasiones como una oportunidad de empleo, no solo durante la fase de construcción, sino durante su operación, tanto en tareas de mantenimiento como de vigilancia. Sin embargo, las instalaciones de almacenamiento definitivo

son consideradas por gran parte de la población como algo que no aporta ningún beneficio a la comunidad en la que se implanta una vez que hayan concluido las tareas de construcción y comience su operación [27].

- **Transmisión de la información.** Las actividades necesarias para garantizar la seguridad en las instalaciones de ATC, tales como la vigilancia e inspecciones reguladoras del material almacenado, o las tareas de mantenimiento, hacen que sea necesario retener una gran cantidad de información. Esta información consiste básicamente en el inventario del material almacenado, sus características, así como su lugar de almacenamiento; resultando indispensable disponer de todos estos datos cuando se vaya a proceder con el traslado del material a otra instalación.

Dicha información, no solo debe ser retenida durante toda la vida útil de la instalación, sino que debe ser legible y entendible en todo momento, lo que supone una gran dificultad. Esta dificultad se debe a que los sistemas tradicionales basados en papel son susceptibles de ser degradados con el paso del tiempo debido a la mala calidad del papel o de la tinta, entre otras cosas. Además, los sistemas basados en el almacenamiento de datos mediante soporte informático requieren de una constante actualización y mantenimiento para asegurar que el medio de almacenamiento no se hace obsoleto como consecuencia de los cambios tecnológicos, pudiendo llegar a no ser legible debido al desarrollo de nuevos sistemas.

En el caso de las instalaciones de AGP, lo ideal sería que toda la información acerca del material almacenado estuviera disponible para las generaciones futuras, pero en caso de que la transmisión de la información no pudiera llevarse a cabo, o fuera incompleta, las consecuencias no deberían representar ninguna preocupación en lo que a la seguridad se refiere. El diseño de un AGP, tiene por objetivo que la seguridad a largo plazo no dependa de la actividad humana, o lo haga de manera muy reducida, por lo que desde el punto de vista de la transmisión de la información, se garantiza una mayor seguridad a largo plazo mediante el uso de instalaciones de AGP que con las de ATC [27].

5.2.3. El ATC como solución

A día de hoy, la decisión sobre la gestión final de los elementos radiactivos de alta actividad y/o de vida larga (básicamente CG y RAA vitrificados procedentes del reproceso) no está tomada, pero sí controlada. No existe un consenso social acerca de cuál es el camino más adecuado, lo que impulsa a que se opte por una situación de espera ante la perspectiva de hallar soluciones que resuelvan el problema de una mejor forma que las planteadas actualmente.

A pesar de que existen conocimientos y tecnologías para almacenar permanentemente este material de forma segura mediante instalaciones de AGP, ahora parece que se incorpora la idea de hacer que las soluciones que se adopten sean reversibles, pues se es consciente de que el CG conserva un potencial energético muy importante que puede ser utilizado en el futuro con la aparición de nuevos avances. De hecho, aún no existe en operación ninguna instalación de AGP para este material.

En este sentido, juega un papel muy importante el ATC, opción por la que se están apostando cada vez más países, ya que permite disponer del material radiactivo almacenado en cualquier momento. Esto resulta muy ventajoso, y más cuando parece que un periodo de tiempo relativamente corto (a partir de 2030 aproximadamente) podrían entrar en operación comercial los denominados reactores de IV Generación, capaces de utilizar gran parte del CG almacenado para producir electricidad, minimizándose por tanto la cantidad de residuos a gestionar.

La decisión de si continuar con el almacenamiento temporal a largo plazo, o ir a la disposición final de este material en instalaciones de AGP, no es únicamente técnico. La opinión actual de la sociedad, aunque no es mayoritaria, no parece inclinarse de momento a favor del AGP. Esta opinión es muy tenida en cuenta por los gobiernos, pues podría afectar al sentido del voto electoral.

En este sentido, se tiene el pensamiento de que no es correcto dejar un problema no resuelto a las generaciones futuras, pero tampoco lo es privar a éstas de ciertas opciones debido a las decisiones tomadas por la generación actual. Sin embargo, la seguridad a largo plazo en las instalaciones de ATC precisa de que las generaciones futuras sean capaces de ejercer un control activo sobre el material radiactivo, así como mantener una transferencia adecuada de responsabilidades, conocimiento e información a la siguiente generación. Pero no se puede garantizar que este control se lleve a cabo de manera prolongada, porque no existe una garantía de que se puedan mantener las infraestructuras sociales perpetuamente. Por este motivo, el ATC podría ser una solución acertada a medio plazo, pero no se considera viable ni aceptable el almacenamiento temporal perpetuo.

5.3. El ATC holandés

Holanda posee en la actualidad dos centrales nucleares: una equipada con un reactor de agua a presión de 480 MWe situada en Borssele, todavía en operación); y otra, con un reactor de agua en ebullición de 60 MWe situada en Dodewaard, que fue parada definitivamente en 1977. Además, existen dos reactores de investigación: uno de alto flujo en el Centro común de Investigación de Peten, y otro ubicado en la Universidad Técnica de Delft. El combustible irradiado del reactor de Dodewaard fue enviado a reprocesar a las instalaciones de Sellafield (Reino Unido); y el de Borselee, a Cap La Hague (Francia). De acuerdo con los contratos suscritos con BNFL y AREVA respectivamente, los residuos provenientes de estas operaciones debían retornar a Holanda. Respecto al combustible gastado procedente de los reactores de investigación, una parte fue enviado a EEUU y el resto (generado a partir de 1998) debía hacerse cargo el Estado holandés [11].

Para gestionar este material radiactivo, Holanda optó por una estrategia de almacenamiento temporal centralizado, como paso previo a su gestión definitiva. Así pues, se puso en marcha la implantación de una instalación de ATC en la zona industrial de Vlissingen-Oost, cerca de la central nuclear de Borssele (localidad de unos 20000 habitantes). Esta instalación, compartiría escenario, entre otros, con una central térmica, una planta petroquímica, una refinería de petróleo y un parque eólico [61].

El ATC fue inaugurado el 30 de septiembre de 2003 en presencia de la por entonces reina Beatriz de los Países Bajos. En dicho acto, los niños de una escuela local hicieron una representación de la técnica que se emplearía en la instalación. Sin embargo, a pesar de que la inauguración tuvo lugar en septiembre de 2003, los primeros elementos radiactivos no llegaron a la instalación hasta noviembre de ese mismo año [11].

Esta instalación, denominada HABOG (acrónimo neerlandés de Edificio para el Tratamiento y Almacenamiento de Residuos de Alta Actividad), está operada por COVRA, empresa estatal con funciones similares a las de ENRESA en España. HABOG tiene capacidad para albergar entre 600 y 700 toneladas de residuos radiactivos, y albergará todos los residuos nucleares de baja, media y alta actividad producidos en el país entre los años 1992 y 2024, durante un periodo de tiempo cercano a los 100 años [11], [61].

La instalación de HABOG consta principalmente de tres secciones: una zona de recepción de material, donde son recibidos los residuos que llegan en ferrocarril o camión; otra de manipulación y acondicionamiento; y otra de almacenamiento propiamente dicho. Esta última está dividida en dos compartimentos: uno de tipo búnker, para el almacenamiento de los elementos de baja y media actividad; y otro, de tipo bóveda (Figura 5.5), para los RAA vitrificados procedentes del reproceso, y para el CG de los reactores

de investigación. El primer compartimento no requiere ventilación adicional, ya que los residuos almacenados no son generadores de calor; el segundo, por su parte, está diseñado para disipar, mediante convección natural, el calor de decaimiento emitido por los elementos presentes [11].



Figura 5.5. Tubos de almacenamiento de material radiactivo

Los muros exteriores de la instalación son de hormigón y tienen un espesor de 1,7 metros aproximadamente, lo cual proporciona un blindaje eficaz contra las radiaciones ionizantes. Además, HABOG se encuentra construida a prueba de terremotos de magnitud 6 en la escala Richter, impactos de avión militar F-16, inundaciones de diez metros sobre el nivel del mar, vientos severos de 125 m/s, fuegos, explosiones en el interior y exterior de la instalación, etc. El diseño de la instalación garantiza que ninguno de estos accidentes supondría, en principio, un impacto radiológico apreciable en el exterior [11], [80].

En cuanto al diseño exterior del ATC, fue llevado a cabo por el artista local William Verstraten, al que le encargaron convertir un “contenedor de hormigón” en una obra de arte a la que denominó “Metamorphosis”. Los responsables de HABOG siempre quisieron acercarlo a la población, y el arte les pareció la mejor forma de hacerlo. El artista decidió darle al inicio el llamativo color naranja y repintarlo cada 20 años en una tonalidad más suave, de forma que cien años después de su puesta en marcha (en 2103) fuera blanco. La idea de esta iniciativa es expresar la pérdida de radiactividad de la instalación. Además de este color naranja, en las paredes del edificio fueron plasmadas las fórmulas de Einstein ($E=mc^2$) y de Max Planck ($E=hv$) en color verde [55], [61].



Figura 5.6. Parte exterior del ATC holandés (HABOG) [53]

El almacén de residuos nucleares HABOG, se convirtió en modelo del ATC español previsto en Villar de Cañas (Cuenca), cuya construcción es muy similar a la holandesa, pero con una capacidad de almacenamiento muy superior.

En cuanto al impacto social que causó la instalación holandesa HABOG, Hans Codée (director general de COVRA en la etapa de implantación del ATC) cuenta, en una entrevista para la revista *estratos* en 2010, la repercusión social que tuvo el proyecto. Según Hans Codée, al iniciar las obras de HABOG, la actitud de la población local fue mayoritariamente neutra o positiva. Sólo un pequeño grupo de activistas de Greenpeace fue a la instalación cuando se realizó el primer traslado de material, pero todo fue muy tranquilo y pacífico. En cuanto a la relación actual de HABOG con la comunidad, Codée afirma que es positiva, de hecho, la instalación suele estar abierta a visitas, y organiza exposiciones periódicamente. Además según su opinión, el hecho de que los trabajadores sean gente que reside en las inmediaciones del ATC, hace que sean los mejores embajadores a la hora de explicar a los vecinos en qué consiste su trabajo y proporcionar información a la población.

En cuanto a las aportaciones económicas que recibe el municipio por albergar la instalación, Codée afirma que HABOG se encuentra dentro de un grupo de industrias, y que por lo tanto, paga el mismo tipo de impuestos que una refinería o una planta química por ejemplo. También expone que el hecho de que el ATC esté instalado en una zona industrial, no ha mermado la presencia de nuevas empresas en la zona, puesto que se han establecido nuevas compañías en ese área industrial desde su inauguración en 2003.

Por último, Codée afirma que gestionar los residuos por medio de un ATC no significa delegar el problema en la siguiente generación. El material radiactivo estará almacenado con total seguridad durante unos 100 años, asegurándose la existencia de recursos económicos que permitan llevar a cabo la siguiente etapa en la gestión de dicho material. Lo que queda para el futuro es elegir como se gestionarán los residuos, por lo que solo deberán hacer la parte práctica.

Actualmente esta instalación, con aproximadamente un 80% de su capacidad ya ocupada, lo que ahora se plantea es llevar a cabo una ampliación de la misma [11], [55], [80].

5.4. El ATC español

5.4.1. Necesidad de un ATC en España

España debe afrontar en los próximos años la gestión integral de sus elementos radiactivos de alta actividad, al igual que lo hizo en su día con los de baja y media gracias a la implantación de un Almacén Centralizado de Residuos de Baja y Media Actividad en El Cabril (Córdoba).

Las centrales nucleares españolas, de acuerdo con la previsión actual, generarán alrededor de 6.700 toneladas de CG durante toda su vida útil. Adicionalmente, se generarán otras cantidades de residuos radiactivos, principalmente en el desmantelamiento de las centrales nucleares españolas tras finalizar su vida, y que por sus características no podrán ser almacenados en El Cabril (Córdoba). Asimismo, con motivo del envío de CG para su reprocesado en Francia y Reino Unido con anterioridad a 1983, deberá regresar a nuestro país una determinada cantidad de material radiactivo de media y alta actividad: 13 m³ de RAA vitrificados y 666 m³ de RMA procedentes del reprocesado del CG de la central C.N. Vandellós I en las instalaciones de COGEMA en Francia; y los materiales fisionables (uranio y plutonio) recuperados en el reprocesado del CG de la C.N. Santa María de Garoña en las instalaciones de BNFL en Reino Unido. Estos residuos, que se encuentran almacenados en las propias instalaciones donde se realizó el reproceso, deberán regresar a España como consecuencia de los contratos derivados del mismo, existiendo fuertes penalizaciones económicas (entorno a 60.000 euros/día) si España no se hace cargo de ellos antes de la fecha estipulada en dicho contrato [4], [11].

Las previsiones de material radiactivo total que deberá ser gestionado en España y que por sus características no es susceptible de ser almacenado en El Cabril (Córdoba), se encuentran recogidas en el VI Plan General de Residuos Radiactivos (VI PGRR), y están basadas a efectos de planificación y cálculos básicamente en los siguientes puntos [4]:

- 40 años de vida útil de las centrales nucleares españolas en operación, con un ritmo de funcionamiento similar al actual (año 2006).
- Ciclo abierto del combustible, es decir, no se contempla la opción del reproceso.
- Desmantelamiento total de las centrales nucleares españolas, a iniciar tres años después de su parada definitiva.

En base a todo lo anterior, el volumen total de material radiactivo a gestionar en España no susceptible de ser almacenado en El Cabril (Córdoba) se elevaría, una vez encapsulado, a unos 12.800 m³. De esa cantidad, unos 10.000 m³ serían de CG (6.674 toneladas), y el resto correspondería a otros residuos de media o alta actividad procedentes del reprocesado de CG, o del desmantelamiento de las centrales nucleares españolas.

En la imagen siguiente, se muestra que porcentaje del volumen total de material a gestionar corresponde a cada tipo de material radiactivo:

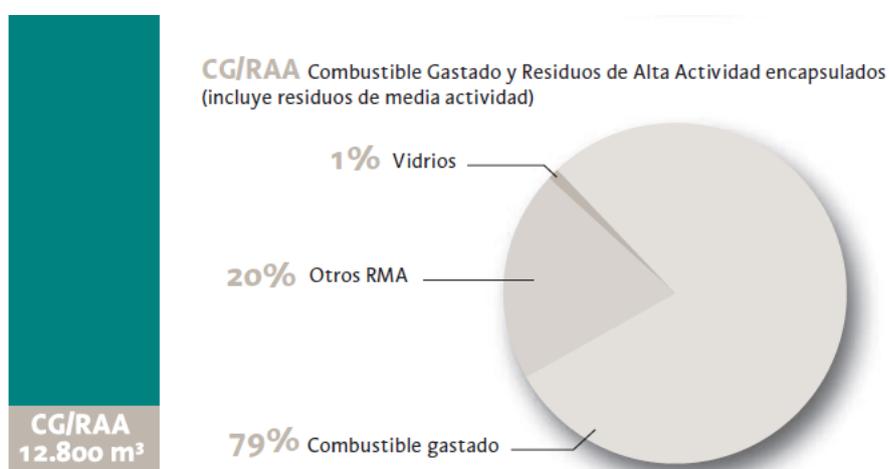


Gráfico 5.1. Elementos radiactivos de media y alta actividad no almacenables en El Cabril (Córdoba) [4]

El Gobierno, en el vigente VI PGRR, contempla como solución para la gestión de este material radiactivo (CG/RAA vitrificados/RMA), la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) que permita la gestión integral de este material. Entre los motivos por los que se ha escogido la opción del ATC como solución, Enresa destaca los siguientes [25]:

- **Razones técnicas y estratégicas.**
 - Progresiva saturación de las piscinas de almacenamiento de CG de las centrales nucleares españolas, que en algunos casos han tenido que suplementar su capacidad con un almacenamiento en seco temporal (ATI).
 - Necesidad de trasladar el CG y otros residuos de media actividad para poder acometer el desmantelamiento de las centrales nucleares españolas que hayan finalizado su vida útil.
 - Necesidad de almacenar los RAA vitrificados procedentes del reproceso del CG, especialmente de Vandellós I.
 - Es una instalación que permite el almacenamiento de material radiactivo durante elevados periodos de tiempo, dando tiempo a la búsqueda de mejores soluciones para su gestión final.
 - Con esta opción de almacenamiento, se dispondría de la posibilidad de inspeccionar el material almacenado en caso de que el organismo regulador correspondiente solicite conocer cuál es el estado del material a lo largo del tiempo.
 - Una instalación de este tipo permitiría recuperar el material almacenado en cualquier momento si fuera necesario, gracias a su carácter reversible.

- **Razones de seguridad.**
 - El hecho de centralizar la gestión de este material radiactivo en un único lugar, permite optimizar las operaciones de seguridad, vigilancia y control.
 - La tecnología de estas instalaciones asegura el confinamiento del material radiactivo gracias a barreras múltiples, y permite su enfriamiento de forma natural.
 - La seguridad en estas instalaciones está demostrada con numerosas referencias internacionales, como es el caso del ATC holandés (HABOG).

- **Razones económicas.**
 - La gestión centralizada del material radiactivo por medio de un ATC, es de manera significativa menos costosa que la construcción y operación de un almacén temporal individual en cada central (ATI).

A pesar de los motivos anteriores, no todo el mundo está de acuerdo con que sea necesario disponer de un ATC en España. Según relata el Diario *elEconomista* en un artículo publicado el 7 de noviembre de 2016, el VI Plan General de Residuos Radiactivos que establecía en 2006 como uno de sus objetivos la construcción de un ATC, actualmente se encuentra desfasado. Cuando se redactó dicho Plan, solo disponían de ATI las plantas de Trillo y José Cabrera, y los cálculos del CG y RAA totales a gestionar, incluían el coste del ATC. Sin embargo, actualmente las centrales nucleares de Trillo, Ascó y José Cabrera disponen de un ATI, Garoña lo construye, Almaraz lo tramita, y solo Vandellós no lo ha decidido todavía, o no ha trascendido la decisión. El coste de disponer de un ATI para cada central no está nada claro, pero su presupuesto se estima en unos 2.300 millones de euros. Por este motivo, existen dudas acerca de la verdadera necesidad de continuar adelante con la construcción de un ATC en nuestro país [71].

5.4.2. Selección del emplazamiento: Proceso de adjudicación

La Comisión de Industria del Congreso de los Diputados aprobó el 14 de diciembre de 2004, con el acuerdo de todos los grupos parlamentarios, una Resolución que instaba al Gobierno a desarrollar, en colaboración con Enresa, los criterios necesarios para llevar a cabo en España la implantación de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) para albergar el combustible gastado y los residuos de alta actividad generados por las centrales nucleares españolas durante toda su vida útil, en consonancia con el PGRR. Asimismo, en dicha Resolución se instaba también a que el Gobierno revisara el PGRR vigente con el fin de proceder a su actualización.

Con la intención de que la selección del emplazamiento para el ATC fuera un proceso democrático, España adoptó el programa europeo COWAM, que trata de definir una metodología para la búsqueda de soluciones consensuadas en “proyectos conflictivos”. Auspiciado por la Asociación de Municipios de Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), COWAM España contó con la participación, entre otros, de representantes de ayuntamientos, comunidades autónomas, universidades, colegios profesionales, instituciones, parlamentarios, y organismos relacionados con el sector nuclear y la gestión de los residuos radiactivos, como Enresa y el CSN.

El 1 de febrero de 2006 las conclusiones de COWAN España fueron presentadas en el Congreso de los Diputados. Estas conclusiones establecían el camino sobre cómo tenía que decidirse el emplazamiento de la instalación, proponiendo entre otras recomendaciones, la creación de una Comisión Nacional que garantizara la transparencia del proceso.

Como consecuencia de esto, la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados aprobó el 27 de abril de 2006 una proposición no de Ley, por la que el Congreso instaba al Gobierno a crear una Comisión Interministerial encargada de establecer los criterios que debería cumplir el emplazamiento del ATC [11].

Así pues, el 23 de junio de 2006 el Gobierno aprobó el Real Decreto 775/2006, por el que se crea dicha Comisión Interministerial, cuyas funciones serían las siguientes [43]:

- Establecer las condiciones técnicas, ambientales y socioeconómicas que deberían reunir los emplazamientos candidatos para albergar el ATC.
- Establecer e impulsar los procesos de información y participación pública.
- Desarrollar el procedimiento mediante el cual los municipios podrían optar a ser candidatos del emplazamiento.
- Elaborar, para su elevación al Gobierno, una propuesta de emplazamientos candidatos, seleccionados entre los municipios interesados, en base a evaluaciones técnicas realizadas sobre su idoneidad y teniendo en cuenta las propuestas que, en su caso, pudieran formular las comunidades autónomas afectadas.

Dichas Comisión Interministerial estaba compuesta por las siguientes personas [43]:

- Secretario de Estado de Energía
- Secretario General para la Prevención de la Contaminación y del Cambio climático.
- Director General de Política Económica
- Director General del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat)

- Director General de Salud Pública
- Director General de Cooperación Local
- Director del Departamento de Relaciones Institucionales del Gabinete del Presidente del Gobierno

Esta Comisión, encargada de “arbitrar” la búsqueda del emplazamiento para el ATC, se apoyaba en Comité Asesor Técnico integrado por personas de reconocido prestigio académico y profesional, para la elaboración de los dictámenes, evaluaciones y estudios técnicos pertinentes. Este Comité estaba formado por las siguientes personas [43]:

- Eugenio Domínguez Vilches (hasta julio 2009). Catedrático de Botánica, Universidad de Córdoba (Coordinación del Comité).
- Adolfo Barceló Barceló (hasta agosto 2008). Secretario de Administración Local, Categoría Superior. (Ayuntamiento de Vila-seca).
- Eduardo Gallego Díaz. Profesor Titular de Universidad (Universidad Politécnica de Madrid-E.T.S. Ingenieros Industriales).
- Antonio Gómez Sal. Catedrático de Ecología. (Universidad de Alcalá. Madrid).
- Santiago Hernández Fernández. Catedrático de la Cátedra Superior Ambiental (Universidad de Extremadura).
- Antonio Rovira Viñas. Director del Departamento de Derecho Público y Filosofía jurídica. (Universidad Autónoma de Madrid).

Durante ese mismo mes en el que se creó la Comisión Interministerial, el Gobierno aprobó también el VI Plan General de Residuos Radiactivos (VI PGRR), en el cual se establecía el ATC como objetivo estratégico para la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos de alta actividad del país.

El 27 de julio de 2006 se abrió el periodo de información sobre la convocatoria pública del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio dirigida a todos los municipios que, con carácter voluntario, desearan optar a albergar el ATC. La campaña se llevó a cabo a través de un anuncio en prensa que se publicó en más de un centenar de cabeceras del ámbito nacional y regional. Del mismo modo, se respondió a más de un centenar de preguntas

formuladas por entidades, organizaciones y público en general. Finalmente, el 28 de febrero de 2007 se cerró el plazo de solicitud de información sobre el proyecto.

El 29 de diciembre de 2009, se publicó en el BOE la Resolución del 23 de diciembre de 2009, de la Secretaría de Estado de la Energía, por la que se efectuaba la convocatoria pública para la selección de los municipios candidatos a albergar el ATC. Esta convocatoria iba dirigida a todos los municipios situados en territorio español, y a ella podían concurrir de manera individual o conjunta, disponiendo de un plazo de presentación de candidaturas de un mes a contar desde el día siguiente de su publicación en el BOE. En dicha convocatoria se especificaban los requisitos que debía cumplir cada solicitud, así como la forma de tramitarla, siendo consideradas zonas no aptas para el emplazamiento del ATC las siguientes [11], [29]:

- Áreas que formen parte de la Red Europea de la Conservación de la Naturaleza, Natura 2000, incluyendo Parques Nacionales, Parques Naturales y otras figuras equivalentes cuya gestión corresponde a las Comunidades Autónomas, los Lugares de Importancia Comunitaria (LICS) y las Zonas de Especial Protección de Aves (ZEPAS).
- Zonas protegidas del Ministerio de Defensa, Montes de Utilidad Pública, y terrenos que formen parte de la Red Española de Vías Pecuarias.
- Áreas en las que existan elementos de interés patrimonial que pudieran ser afectadas por estar en la zona de influencia de la instalación o por las obras de construcción de la misma.
- Emplazamientos que requieran que el transporte del material que vaya a ser almacenado se deba llevar a cabo necesariamente por vía aérea o marítima.

Una vez concluido el plazo establecido de un mes desde el día siguiente a la convocatoria publicada en el BOE, se habían recibido candidaturas de trece municipios: Albalá (Cáceres); Ascó (Tarragona); Campo de San Pedro (Segovia); Congosto de Valdavia (Palencia); Lomas de Campos (Palencia); Melgar de Arriba (Valladolid); Santervás de Campos (Valladolid); Santiuste de San Juan Bautista (Segovia); Torrubia de Soria (Soria); Yebra (Guadalajara); Villar de Cañas (Cuenca); Villar del Pozo (Ciudad Real) y Zarra (Valencia).

El 5 de febrero de 2010 se celebró una reunión en la que la Comisión Interministerial analizó las solicitudes recibidas, aprobando una lista provisional de candidaturas admitidas y excluidas, que fue publicada en la

web creada para informar sobre el proyecto www.emplazamientoatc.es y notificada individualmente a los municipios solicitantes. Entre las candidaturas provisionalmente admitidas se encontraban: Albalá (Cáceres); Ascó (Tarragona); Melgar de Arriba (Valladolid); Santervás de Campos (Valladolid); Torrubia de Soria (Soria); Yebra (Guadalajara); Villar de Cañas (Cuenca) y Zarra (Valencia).

Tras la notificación de la lista anterior, los municipios disponían de un plazo de diez (10) días, a contar desde la notificación individual al municipio, para presentar reclamaciones sobre su falta de admisión y/o para subsanar los defectos de su candidatura, de acuerdo con lo previsto en el artículo 71 de la Ley 30/1992. De las candidaturas que habían sido provisionalmente excluidas, los municipios de Congosto de Valdavia (Palencia) y Villar del Pozo (Ciudad Real) presentaron reclamaciones, siendo únicamente aceptada la de Congosto de Valdavia una vez solucionado el error en su expediente.

Así pues, una vez finalizado el plazo de reclamaciones y resueltas éstas, el 22 de febrero de 2010 la Comisión Interministerial aprobó la lista definitiva de candidaturas admitidas y excluidas, la cual fue nuevamente comunicada a los municipios de manera individual, y publicada en la página web del MITYC www.emplazamientoatc.es. Las candidaturas admitidas definitivamente fueron las siguientes: Albalá (Cáceres); Ascó (Tarragona); Melgar de Arriba (Valladolid); Santervás de Campos (Valladolid); Torrubia de Soria (Soria); Yebra (Guadalajara); Villar de Cañas (Cuenca); Zarra (Valencia) y Congosto de Valdavia (Palencia).

Una vez aprobada la lista definitiva, la Comisión Interministerial procedió a analizar el término municipal de los candidatos de acuerdo con los criterios establecidos en la convocatoria publicada en diciembre de 2009. Asimismo, el 6 de marzo de 2010 se publicó en el BOE un anuncio para que, quien lo deseara, pudiera formular observaciones sobre la aplicación de dichos criterios de la convocatoria pública a los municipios candidatos, disponiendo para ello de un plazo de veinte días. Una vez finalizado el trámite de alegaciones y de participación pública, los municipios fueron informados individualmente de las zonas no aptas para albergar el proyecto, disponiendo del plazo de un mes para aportar información sobre alternativas a los terrenos inicialmente propuestos. Una vez finalizado el proceso, se produjo la exclusión del municipio Torrubia de Soria (Soria), al estar todo su término municipal ocupado por una ZEPA y un LIC [29].

Teniendo en cuenta la información remitida por los municipios candidatos, se realizó un análisis sobre los términos municipales que posteriormente sería

remitido al Gobierno. En la Tabla 5.2 Se muestra para cada municipio, una valoración cualitativa de los factores analizados:

	Albalá	Ascó	Congosto	Melgar	Santervás	Villar de Cañas	Yebra	Zarra
Propiedad	MB	MB	MB	B	B	B	B	B
Calificación urbanística	AR	MB	AR	A	A	A	A	MB
Extensión y geometría	MB	B	MB	MB	MB	MB	B	MB
Topografía (relieve)	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB
Geotecnia	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB
Sismicidad	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB	B
Meteorología	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB
Hidrología	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB	MB
Infraestructuras	B	MB	B	B	B	B	B	B
Distancias de transporte	A	MB	A	A	A	B	MB	MB
Instalaciones relevantes	A	B	A	A	A	A	B	B
Instalaciones de riesgo	A	B	MB	B	B	MB	MB	MB
Zonas de interés estratégico	A	MB	A	MB	MB	MB	MB	MB
Distancias a núcleos principales	MB	B	MB	MB	B	MB	MB	MB
Disponibilidad de agua	B	B	B	B	B	B	B	B
Acometidas eléctricas	B	MB	B	B	B	B	B	B
Situación respecto a zonas protegidas	AR	MB	B	A	A	MB	MB	B
Tejido industrial y C. Capacitación	A	B	A	A	A	B	B	B
Actividades ámbito nuclear	B	MB	A	A	A	A	MB	MB
Contribución de los ayuntamientos	B	MB	A	A	E	MB	B	B

E = EXCELENTE
 MB = MUY BUENO
 B = BUENO
 A = ACEPTABLE
 AR = ACEPTABLE CON REPAROS
 NA = NO ACEPTABLE

Tabla 5.2. Valoración cualitativa de las candidaturas [29]

Para poder comparar las diferencias entre las candidaturas se necesitaba realizar un análisis cuantitativo, por lo que se asignó a cada uno de los factores de valoración un peso relativo que permitiera establecer una ponderación. De forma adicional, fue necesario asociar una puntuación numérica a cada una de las valoraciones cualitativas (Tabla 5.4).

	Peso del factor
Propiedad	2
Calificación urbanística	10
Extensión y geometría	8
Topografía (relieve)	4
Geotecnia	4
Sismicidad	4
Meteorología	2
Hidrología	2
Infraestructuras	4
Distancias de transporte	10
Instalaciones relevantes	4
Instalaciones de riesgo	10
Zonas de interés estratégico	6
Distancias a núcleos principales	6
Disponibilidad de agua	2
Acometidas eléctricas	2
Situación respecto a zonas protegidas	8
Tejido industrial y C. Capacitación	4
Actividades ámbito nuclear	6
Contribución de los ayuntamientos	2
Suma de peso de factores	100

Tabla 5.3. Asignación numérica a los factores analizados [29]

Valoración	Siglas	Puntuación
Excelente	E	10
Muy bueno	MB	8
Bueno	B	6
Aceptable	A	5
Aceptable con reparos	AR	3
No aceptable	NA	0

Tabla 5.4 Asignación numérica a las valoraciones cualitativas [29]

El resultado obtenido al aplicar esta ponderación era una puntuación total sobre un máximo de 1.000 puntos, que se indica a continuación (Tabla 5.5):

Ordenación	Candidatura	Índice total
1º	Zarra	736
2º	Ascó	732
3º	Yebra	714
4º	Villar de Cañas	692
5º	Melgar de Arriba	628
6º	Santervás de Campos	626
7º	Congosto de Valdavia	622
8º	Albalá	576

Tabla 5.5. Valoración numérica de las candidaturas [29]

Del análisis se deducía que las candidaturas mejor posicionadas para albergar el ATC eran en primer lugar las de Zarra y Ascó, y en segundo lugar, las de Yebra y Villar de Cañas.

Uno de los objetivos prioritarios del proyecto era poder disponer de la instalación en 2015, por lo que era necesario no comprometer la viabilidad del proyecto y reducir todo lo posible las incertidumbres relacionadas con los procesos de licenciamiento. Por este motivo, se procedió a analizar aquellos factores que se consideraba que podrían afectar tanto a la viabilidad como al proceso de licenciamiento:

	Albalá	Ascó	Congosto	Melgar	Santervás	Villar de Cañas	Yebra	Zarra
Calificación urbanística	AR	MB	AR	A	A	A	A	MB
Instalaciones de riesgo	A	B	MB	B	B	MB	MB	MB
Zonas de interés estratégico	A	MB	A	MB	MB	MB	MB	MB
Situación respecto a zonas protegidas	AR	MB	B	A	A	MB	MB	B
Actividades ámbito nuclear	B	MB	A	A	A	A	MB	MB

Tabla 5.6. Valoración cualitativa de factores relevantes [29]

Así pues, aplicando el mismo criterio y la misma ponderación que en el caso anterior, se obtuvo una nueva valoración para candidatura:

Ordenación	Candidatura	Índice total
1º	Zarra	304
2º	Ascó	300
3º	Yebra	290
4º	Villar de Cañas	272
5º	Melgar de Arriba	228
6º	Santervás de Campos	228
7º	Congosto de Valdavia	218
8º	Albalá	170

Tabla 5.7. Valoración numérica de factores relevantes [29]

Como se puede observar el resultado fue el mismo, las candidaturas de Zarra y Ascó seguían siendo las mejor posicionadas, por delante de las de Yebra y Villar de Cañas.

Todos estos datos se recogían en un informe aprobado por la Comisión Interministerial el 16 de septiembre de 2010, y que suponía una propuesta de emplazamientos candidatos a albergar el ATC. Las conclusiones de este informe reflejaban que, desde un punto de vista técnico, los terrenos propuestos por todos los municipios candidatos se consideraban viables para la realización del proyecto. Si bien, se concluía que los terrenos presentados por los municipios de Zarra, Ascó, Yebra y Villar de Cañas eran los que resultaban más idóneos, arrojando la valoración técnica escasas diferencias entre ellos. Seguidamente, este informe fue remitido al Gobierno, quien se encargaría de decidir finalmente el emplazamiento del futuro ATC.

Teniendo en cuenta el citado informe y las conclusiones del mismo sobre las distintas candidaturas, el 30 de diciembre de 2011, el Consejo de Ministros presidido por Mariano Rajoy (PP) acordó designar el emplazamiento propuesto por el municipio de Villar de Cañas (Cuenca) para albergar el ATC, poniendo fin así a un proceso de búsqueda de emplazamiento iniciado en junio de 2006 con el Gobierno de José Luis Rodríguez Zapatero (PSOE).

La encargada de hacer pública la decisión fue la por entonces vicepresidenta del Gobierno Soraya Sáenz de Santamaría (PP), en una rueda de prensa posterior al Consejo de Ministros, quién aseguró que la designación de Villar de Cañas se produjo “tras analizar en profundidad” el informe sobre las candidaturas que elaboró la Comisión Interministerial encargada de “arbitrar” la selección del emplazamiento para el ATC. Cabe recordar ante esto, que en

dicho informe, Villar de Cañas se encontraba en cuarta posición de valoración, por detrás de las candidaturas de Zarra, Ascó y Yebra.



Figura 5.7. Localización de Villar de Cañas (Cuenca) [35]

En cuanto a las reacciones tras esta designación, la por entonces presidenta de Castilla-La Mancha María Dolores de Cospedal (PP) incidió en la “importante creación de puestos de trabajo que conllevaría para la provincia de Cuenca, una de las más deprimidas de nuestro país y con un mayor índice de población envejecida”. Por su parte, el que fuera en ese momento Ministro Industria, Energía y Turismo, José Manuel Soria, agradeció a la presidenta de Castilla-La Mancha el “gesto” de dar el visto bueno a la instalación de ATC en su comunidad, algo que a su juicio “no era una decisión nada fácil”.

En el otro lado de la balanza se encontraban organizaciones ecologistas como Greenpeace o Ecologistas en Acción, quienes se mostraron en contra, calificando la decisión de “política” o “poco acertada”. Además, se anunciaron distintas acciones contra la implantación del ATC en Villar de Cañas desde partidos políticos y plataformas ciudadanas [14].

5.4.3. Proceso de autorización y aspectos sociales

Una vez seleccionado el municipio de Villar de Cañas (Cuenca) como sede para albergar el Almacén Temporal Centralizado (ATC), el siguiente paso era obtener las autorizaciones pertinentes para poder proceder a su construcción y posterior puesta en marcha.

En ese momento, el proceso de autorización se encontraba perfectamente reglamentado en nuestro país, y se disponía de las normativas de aplicación necesarias para poder llevar a cabo las tareas de diseño y de evaluación del proyecto. Correspondía a las autoridades competentes en cada materia (Ministerio de Industria, Energía y Turismo; Consejo de Seguridad Nuclear; y Ministerio de Agricultura, Alimentación y Medio Ambiente, respectivamente) la realización de las evaluaciones técnicas correspondientes, así como la emisión de las autorizaciones pertinentes.

Para iniciar la construcción del ATC sería necesario haber obtenido las siguientes autorizaciones [11]:

- **Licencia Municipal de Obras.** Debe otorgarla el Ayuntamiento del municipio donde se localice la instalación, en este caso el Ayuntamiento de Villar de Cañas (Cuenca). La solicitud de esta licencia debe ir acompañada de un anteproyecto de la instalación en la que se describan sus características principales: superficie construida, instalaciones, etc. Además, en determinados casos podrá ir ligada a la Licencia de Actividad.

- **Autorización Previa (o de Emplazamiento) y Autorización de Construcción.** Debe otorgarlas el Ministerio de Industria, Energía y Turismo (MINETUR). De acuerdo con el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado podrán solicitar de manera simultánea ambas autorizaciones. Asimismo, para su emisión, resulta indispensable que se hayan otorgado previamente otros dos permisos específicos:
 - Una Apreciación Favorable por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, previa evaluación técnica detallada del proyecto.

 - Declaración de Impacto Ambiental (DIA) favorable por parte del Ministerio de Agricultura, Alimentación y Medio Ambiente (MAGRAMA); que se otorga tras la preceptiva evaluación de Impacto Ambiental.

Además de todo esto, para iniciar la operación, es decir, para poder empezar a recibir el CG y los RAA que van a ser almacenados, es necesario disponer de la **Autorización de Explotación**, que otorga también el MINETUR. Requisito previo a esta autorización es que el Consejo de Seguridad Nuclear emita una nueva **Apreciación Favorable** de la instalación una vez implantada, con el fin de que incorpore las condiciones que este organismo imponga. También se requiere la Licencia de Actividad del Ayuntamiento, si no hubiera sido otorgada en paso anterior.

Finalmente, en cumplimiento del Artículo 37 del Tratado de EURATOM, antes de poder iniciar las actividades operativas, se requerirá solicitar la opinión de la Comisión Europea, que deberá pronunciarse en un plazo de seis meses desde la presentación de los datos generales del proyecto. También serán necesarios los informes y autorizaciones oportunas de la Junta de Comunidades de Castilla-La Mancha [11].

Tras la elección de Villar de Cañas como municipio destinado a albergar el ATC, la mayoría de sus vecinos no veían el momento en que el proyecto echara a andar, y empezar a ingresar los 2,4 millones de euros que percibirían durante 60 años, convirtiéndose así en un municipio sin crisis económica.

El alcalde del municipio, José María Saiz Lozano (PP), señalaba cómo veía a su pueblo “hundirse” en la crisis económica, ya que se encuentran en una zona en la que el medio de vida era la agricultura, “en manos de cuatro personas”; y la construcción, sumida en un total declive. Según Saiz, cuando oyó hablar del ATC, pensó que era una oportunidad única de sacar adelante a su pueblo, y que debían aprovecharla. Pero señaló también, que tras la adjudicación del ATC a Villar de Cañas, la gente comenzó a hacer muchos “castillos en el aire”. Las tierras que antes ni siquiera valían 6.000 euros la hectárea, a partir de ese momento creían que valían 15.000, y quién ni se le había ocurrido alquilar la casa porque no había vecinos, pasó a pedir 1.800 euros. La realidad, sin embargo, es bien distinta, relataba Antonio, uno de los vecinos propietario de un bar llamado la Mezquita. Antonio afirmaba que los “señores” de Enresa no eran tontos y sabían hasta donde pagar, no iban a hacer ricos a nadie.

En cuanto al dinero que recibiría su pueblo por acoger la instalación, unos 2,4 millones de euros anuales, el alcalde estudió en que invertirlos, proponiendo una rebaja de los impuestos, pero no su eliminación. Además entre sus planes se encontraba construir un centro de salud, una residencia de ancianos, un hotel y un campo de tiro [72].

Pero no todo el mundo se encontraba a favor del proyecto del ATC en Villar de Cañas como puede parecer. Durante el proceso de selección, cuando se conoció que el municipio de Villar de Cañas era candidato a albergar el ATC,

nació la denominada “Plataforma contra el Cementerio Nuclear en Cuenca”. Esta plataforma mostraba su rechazo a la ubicación del ATC, tanto en Villar de Cañas, como en cualquier otro municipio de Castilla – La Mancha, basándose principalmente en que iba en contra del modelo de desarrollo elegido para estos pueblos, basado en las energías renovables, el turismo sostenible y la industria agroalimentaria de calidad. Además, según expone este grupo, la ubicación del ATC en la zona destruiría más puestos de trabajo de los que se pretendía crear, además de condenar a la zona a un desarrollo exclusivamente ligado a la energía nuclear.

Desde comienzos de 2012, tras ser adjudicado Villar de Cañas como emplazamiento del futuro ATC español, Enresa continuó realizando trabajos de caracterización sobre los terrenos elegidos. Estos terrenos, de unas 60 hectáreas, y en posesión de 12 propietarios, fueron adquiridos por Enresa a un precio de 10.000 euros la hectárea [77].

Enresa presentó el 14 de enero de 2014, simultáneamente, la Solicitud de Autorización Previa (o de Emplazamiento) y la de construcción, al Ministerio de Industria, Energía y Turismo (MINETUR). Como hemos dicho, estos permisos son concedidos por el MINETUR previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Así pues, el 22 de enero de 2014, el MINETUR informó al CSN de las solicitudes presentados por Enresa para la construcción del ATC, quién por su parte, ya se había adelantado al nombrar en noviembre de 2013 a un coordinador para que se encargara de evaluar dichas solicitudes [25].

En mayo de 2014, se presentó el estudio de impacto ambiental sobre el proyecto del ATC y su centro tecnológico asociado, que se centraba en los aspectos geológicos, meteorológicos e hidráulicos de la parcela donde se ubicaría el ATC. Tras estos estudios, Ignacio Cienfuegos, representante en aquel momento del departamento de ingeniería de suelos e I+D de Enresa, aseguraba la solidez del suelo y la baja posibilidad de que se produjeran desplazamientos de terreno que pudieran afectar a la seguridad del ATC. Además, señalaba que la movilidad del agua en dicho terreno era nula, por lo que no existía riesgo alguno de inundación en las instalaciones [69].

El 4 de septiembre de 2014, la obra civil del ATC fue sacada a concurso público por 217 millones de euros (sin IVA), cuyo plazo de presentación de ofertas expiraba el 27 de Octubre de ese mismo año. La firma del contrato se esperaba para el 1 de febrero de 2015, siendo la previsión de Enresa que las obras comenzaran con una fase previa de movimiento de tierras a últimos de febrero o principios de marzo de 2015, una vez obtenida la Autorización Previa o de Emplazamiento, pudiendo iniciarse la construcción en sí, a partir de diciembre de ese mismo año. Según Gil-Ortega, presidente de Enresa en aquel momento, el ATC podría estar operativo en 2018. Mientras tanto, se estaban levantando estructuras como el vivero de empresas [78].

Una vez abierto el proceso de adjudicación de la obra civil del ATC, el CSN pidió a Enresa el 15 de septiembre de 2014, decenas de nuevos datos y estudios sobre los terrenos donde se asentaría la instalación, a fin de poder determinar su idoneidad. Básicamente, solicitó más informes sobre las cimentaciones, la sismicidad de la zona, así como informes sobre la inundabilidad del terreno y su composición geológica. Para el CSN, la información proporcionada por Enresa para solicitar la Autorización Previa o de Emplazamiento, tenía muchas carencias. En el apartado de sismología, el CSN criticaba que los estudios previos aportados por Enresa eran incompletos, ya que restringir el análisis a un área de 8 Km alrededor del emplazamiento resulta insuficiente. Además, los terremotos en el centro de la Península tienen focos a profundidades mayores de los 2 ó 3 Km, y el estudio de Enresa solo llegaba a los 500 m. En cuanto a la hidrología, el informe del CSN señalaba que la información aportada por Enresa no permitía conocer totalmente las aguas subterráneas de la zona, aspecto muy importante a la hora de establecer la seguridad del ATC en cuanto a su estabilidad. La densidad y distribución de los puntos de agua era insuficiente y requería de más datos para que el estudio fuera completo.

Tras esto, Enresa trató de “quitar hierro” al asunto, afirmando que estos informes de petición de información por parte del CSN, eran algo normal en el proceso de licenciamiento de una instalación de este tipo [54]. El presidente de Foro Nuclear, Antonio Cornadó, señaló también, que la solicitud de petición de información por parte del CSN a Enresa sobre los terrenos de Villar de Cañas, debería ser motivo de tranquilidad para la población por tener una institución exigente [79].

A pesar de que, según Enresa, el 30 de diciembre de 2014 terminó de entregar toda la información requerida por el CSN, esto no impidió que partidos políticos y organizaciones ecologistas solicitaran la paralización del proceso de adjudicación de la obra civil que había comenzado en Septiembre de 2014.

El 10 de Febrero de 2015, el presidente de Enresa Gil-Ortega, y hombre de confianza de la expresidenta autonómica María Dolores de Cospedal, dimitió por “motivos personales”, aunque diversas fuentes afirmaban que fue una decisión forzada por el Gobierno tras su intento de adjudicar las obras del ATC antes de obtener el informe favorable del CSN, y sin esperar tampoco a la Declaración de Impacto Ambiental favorable [66]. Presuntamente, el deseo de Ortega-Gil era adjudicar el contrato principal a un consorcio liderado por Dragados, filial de ACS, la compañía de Florentino Pérez. Tras esta dimisión, la determinación por la que optó el Gobierno central, fue la de paralizar el proceso de adjudicación de la obra, al menos hasta que se pronunciara el CSN [73].

Este hecho, provocó la respuesta política del PSOE, que tres días después de la dimisión de Ortega-Gil, exigía una comisión de investigación y auditar la

gestión de Enresa, basándose en la posición privilegiada de la que disfrutaba ACS en el concurso, y en la previsión de cuantiosos sobrecostes una vez iniciadas las obras [70]

El 27 de julio de 2015, el CSN se reunió para estudiar la concesión de la Autorización Previa o de Emplazamiento del ATC, solicitada por Enresa al MINETUR el 14 de febrero de 2014. Este primer permiso no suponía que las obras se iniciarán, ya que el CSN tendría que decidir más adelante sobre la Autorización de Construcción, una vez que Enresa realizara nuevos sondeos en la parcela para conocer a fondo su comportamiento. Así pues, a pesar de que Enresa solicitó al mismo tiempo ambos permisos, la dirección del CSN decidió desligarlos.

La Autorización Previa o de Emplazamiento suponía el reconocimiento por parte del CSN de la “idoneidad” del emplazamiento donde estaba proyectado el ATC, del que hasta el momento, se había constatado que los estudios del terreno estaban incompletos. Este es el motivo por el que Enresa había encargado nuevos sondeos en la parcela para conocer su comportamiento, pero no comenzarían hasta septiembre de 2015 y durarían alrededor de unos ocho meses. A pesar de esto, el CSN consideró que se podía conceder esta Autorización Previa, ya que en ella no se consideraban por separado los terrenos, sino que se entendía por emplazamiento, los suelos y la solución de ingeniería adoptada por Enresa [57].

Las dudas sobre el terreno donde se asentaría el ATC, se centraban principalmente en la presencia de yesos susceptibles de disolverse y crear alguna oquedad, pero estas dudas no solo las tenían los técnicos del área de geología del CSN, sino que la prestigiosa empresa de ingeniería URS, contratada por el CSN para las labores de investigación del proyecto, emitió una serie de informes en los que se apuntaba a los mismos problemas. Ante esto, Enresa planteó un diseño basado en una cimentación “envolvente”, la cual incluye que en el caso más extremo, se abra un hueco de 3 metros de diámetro en los yesos. Los técnicos del CSN no negaron que con esta solución pudiera llevarse a cabo la obra, pero sí que resaltaban el esfuerzo que se necesitaría para superar la aparente inestabilidad de los terrenos y el importante sobrecoste que supondría teniendo en cuenta que el presupuesto inicial oscilaba en una cifra cercana a los 1.000 millones de euros [58].

El pleno del CSN estaba compuesto por cinco miembros: dos designados por el PP (Fernando Martí y Fernando Castelló), otros dos por el PSOE (Rosario Velasco y Cristina Narbona) y uno más de CiU (Antoni Gurguí). Finalmente, este pleno acordó en dicha reunión del 27 de julio de 2015, por cuatro votos a favor y uno en contra (el de la consejera Cristina Narbona), dar luz verde a la concesión de la Autorización Previa o de Emplazamiento, correspondiendo a partir de ese momento al MINETUR otorgar la correspondiente autorización administrativa. Sin embargo, el CSN estableció condiciones en su informe, e

indicó que las características del terreno en el que se instalaría el ATC recomendaban mejorar la seguridad intrínseca del diseño.

Con este permiso, solicitado por Enresa en febrero de 2014, el CSN, mayor órgano regulador de la seguridad nuclear en España, daba el visto bueno al emplazamiento del ATC, a pesar de que aún estaba pendiente de recibir varios informes requeridos a Enresa, como es el caso de uno sobre la hidrología de la zona. La Autorización Previa o de Emplazamiento permitiría iniciar las obras externas o complementarias en los terrenos donde se asentaría la instalación, como por ejemplo las vías de acceso a la zona donde se ubicarían los principales edificios del ATC [74].

La decisión del CSN, zanjaba de alguna forma las dudas sobre la idoneidad de los terrenos sobre los que estaba previsto construir el almacén, puesto en duda entre otros motivos, por el riesgo sísmico que puso de manifiesto el terremoto de Ossa de Montiel, de 5,2 grados en la escala Richter en febrero de 2015, y que dejó sin luz durante unos minutos a la localidad de Villar de Cañas. Así pues, el CSN recordó, que conforme a lo establecido por el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), la Autorización Previa es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto para la instalación, y de la idoneidad del emplazamiento elegido. La evaluación técnica del CSN, concluyó por tanto, que el emplazamiento propuesto no presentaba “fenómenos excluyentes”, afirmando también que el objetivo de la instalación estaba justificado, y las necesidades a cubrir se encontraban debidamente argumentadas de acuerdo con el VI Plan General de Residuos Radiactivos de 2006 [63].

Sin embargo, aunque este era el primer paso necesario, aún quedaba pendiente que el CSN se pronunciara sobre la Autorización de Construcción del ATC, y posteriormente sobre la Licencia de Explotación. La edificación propiamente dicha del almacén iba aparejada a la Autorización de Construcción, también solicitada por Enresa el 14 de febrero de 2014, y que estaba condicionada a que Enresa completara los trabajos de caracterización del terreno que comenzarían en septiembre de 2015 con una duración de unos ocho meses [57].

Tras esta apreciación favorable del CSN del 27 de julio de 2015, las reacciones no se hicieron esperar, y la Plataforma Contra el Cementerio Nuclear en Cuenca, Greenpeace y Ecologistas en Acción, lamentaron en un comunicado la decisión del CSN, denunciando que la decisión había sido adoptada por criterios políticos en lugar de técnicos [81]. Según las organizaciones ecologistas, esta decisión despertó el malestar de los técnicos del CSN, muy molestos por las prisas del proceso y porque en el órgano de gobierno del CSN, primaban los intereses políticos por encima del principio de precaución [63]. En el lado opuesto se encontraba el alcalde de Villar de Cañas, José María Saiz, quién celebró el informe favorable del CSN, asegurando que todo el pueblo estaba esperando esta decisión [81].

Desde la llegada al Gobierno regional de Castilla-La Mancha de los socialistas en mayo de 2015, el presidente Emiliano García-Page se ha mostrado totalmente en contra de la construcción del ATC. Frente al informe favorable del CSN el 27 de julio de 2015, sin esperar a los sondeos encargados a Enresa para comprobar la idoneidad de los terrenos, la respuesta del Gobierno regional del PSOE, fue la de anunciar su intención de ampliar la Zona de Protección para las aves (ZEPA) de la laguna del Hito, cercana a Villar de Cañas, de 1.000 a 25.000 hectáreas, incluyendo así dentro de este área los terrenos en los que se encontraba proyectado el ATC. Esta acción cuya supuesta intención era la de proteger a las grullas y a las avutardas que sobrevuelan la comarca en primavera, suponía la paralización automática del proyecto [83].

Ante este anuncio, el por entonces ministro de Justicia, Rafael Catalá, advirtió de la capacidad que se reservaba el Gobierno para aprobar una declaración de “interés general” y seguir adelante con el proceso. Además, esta maniobra del presidente de Castilla-La Mancha, García-Page (PSOE), fue duramente criticada por el periódico EL MUNDO en un artículo de opinión publicado el 30/07/2015, en el que definió esta acción, como una maniobra revestida de sensibilidad medioambiental que no tenía en cuenta que el Ayuntamiento de Villar de Cañas (PP), se presentó voluntariamente para acoger el ATC al concurso público que en 2009 convocó el Gobierno de Zapatero (PSOE). Según este medio, García-Page no calibró el impacto económico negativo que supondría no llevar a cabo este proyecto, en la medida que están en juego cientos de puestos de trabajo y una elevada compensación anual para el municipio. Para este periódico, el Gobierno hace lo correcto al atender a todos los requerimientos técnicos antes de llevar a cabo una decisión definitiva, pero lo que no debería hacer es someterse a la voluntad de aquellos barones regionales que, como García-Page, anteponen el discurso localista a una necesaria visión de Estado.

También el por entonces ministro de Industria, José Manuel Soria, se manifestó en contra de la postura adoptada por García-Page, advirtiendo que la paralización del proyecto implicaría el cese de la actividad nuclear en nuestro país, lo que encarecería la factura de la luz entre un 25 y un 30%. Además, señaló la poca seriedad del partido socialista, debido a que fue el que se embarcó en este proyecto cuando estaba en el Gobierno, y una vez que ha salido adelante, va y se posiciona en contra. José Manuel Soria, recalcó también, que la postura adoptada por García-Page, va en contra de los castellano-manchegos, del municipio y de todos los municipios de alrededor, ya que es un proyecto que generaría mucha actividad económica en la zona [82].

Tras estas declaraciones cruzadas, el 3 de septiembre de 2015, los entonces ministro José Manuel Soria (PP), y presidente de Castilla-La Mancha, García-Page (PSOE), se reunieron a fin de acercar posturas y llegar a un consenso,

pero tras dos horas de diálogo, no consiguieron llegar a un acuerdo sobre el emplazamiento del futuro ATC de Villar de Cañas [83].

El 21 de septiembre de 2015, tuvo lugar de nuevo otra reunión, esta vez entre García-Page (PSOE) y el alcalde de Villar de Cañas, José María Saiz (PP). En dicha reunión, García-Page trasladó a Saiz su plan específico para el desarrollo de la zona, asegurando que existían empresas que habían expresado su deseo de instalarse en el municipio si no se construía el ATC. Según Page, estas empresas crearían el mismo número de puestos de trabajo que el ATC, por lo que solicitó al alcalde que optara por ese plan si su verdadero objetivo era la generación de empleo en la zona. Ante esta proposición, la respuesta de Saiz al presidente de la Junta fue que toda compañía interesada en instalarse en Villar de Cañas, podía ponerse en contacto con él si así lo deseaba, ya que existe proyectado un vivero de empresas en el que se puede establecer quien quiera. Además de esto, Saiz avanzó que el 1 de octubre de 2015 se celebraría una reunión en la localidad para impulsar una “Plataforma contra la Zona Especial de Protección de las Aves (ZEPA) del señor Page, advirtiendo que se presentaría un recurso contencioso administrativo si no se retiraba la decisión de ampliar esta zona ZEPA [75].

Esta ampliación de la ZEPA, generó gran controversia en los agricultores de la zona, debido a los perjuicios que les supondría. La Laguna del Hito fue declarada como zona ZEPA en 2002, siendo varios los agricultores que se vieron afectados por la protección de esta zona debido a la acción de las cerca de diez mil grullas que cada octubre sacuden sus campos. Según contaba Rafael Sepúlveda, alcalde por aquel entonces, los cultivos presentes en 30 Km a la redonda, básicamente cereales, son el foco al que atacan las aves, mermando su producción final. Con la ampliación de esta zona protegida, numerosas parcelas se verían afectadas y tendrían que dejar de cultivarse.

Los planes de la Junta de Castilla-La Mancha por paralizar la construcción del ATC, no finalizaban con el intento de ampliar la zona ZEPA hasta los terrenos escogidos para albergar el ATC. Así pues, se planteó anular el nuevo plan de urbanismo que amparaba el ATC. Este documento que contemplaba y amparaba la construcción del polémico ATC, fue validado por la Junta el 19 de Junio de 2015, cuando el PP estaba de salida y en funciones, tras perder las elecciones en mayo de ese mismo año. Ante esto, la Consejera de Fomento del nuevo Gobierno regional (PSOE), analizó este planteamiento y elaboró un informe de 29 páginas sobre el planeamiento urbanístico de Villar de Cañas, aprobado por María Dolores de Cospedal “minutos” antes de marcharse. Este análisis concluyó que existían irregularidades, señalando por ejemplo, que la zona de edificación nuclear del ATC se encuentra a una distancia inferior a los 2.000 metros tanto de los crecimientos residenciales como de los sistemas generales de equipamiento existentes (una piscina y un complejo deportivo). Esto implicaba, según el informe, que se incumplía lo indicado tanto en el

plan urbano, como en el propio proyecto del ATC. Además, la consejería también constató que estas instalaciones deportivas reciben en el nuevo documento, la calificación de suelos rústicos, cuando en el anterior plan de ordenación se consideraban como urbanos. Según fuentes de la Junta de Castilla-La Mancha, si se conseguía anular ese plan urbanístico, no se podría dar ninguna licencia de obra, paralizando así la construcción del ATC [59].

Finalmente, la Consejería de Fomento de Castilla-La Mancha firmó el 6 de Noviembre de 2015 la resolución por la que se declaraba “nulo de pleno derecho” el acuerdo con el que la Junta dio el visto bueno en junio de 2015 al plan urbano de la localidad donde se pretendía construir el ATC. Esta anulación suponía un nuevo bloqueo a las obras del ATC [60].

Tras la anulación del Plan de Ordenación (POM), una vez más las críticas al presidente de Castilla-La Mancha, Emiliano García-Page, no se hicieron esperar. José Manuel Soria, ministro de Industria, alertó de que esta decisión afectaría a la seguridad nuclear de España, mientras que el Gobierno Central aseguró que estudiaría emprender acciones legales contra el dirigente autonómico. Por su parte, el delegado del Gobierno en Castilla-La Mancha, José Julián Gregorio, expuso que no tolerarían que por cuestiones políticas de una persona frívola, se paralizara un proyecto nacional que estaba consensuado en época del PSOE y que esa acción lleve a la ruina a hombres y mujeres de la provincia de Cuenca [84].

Ante estos ataques al presidente manchego, el PSOE salió en su defensa, anunciando que denunciaría “por lo penal” a todo aquel que se querellara con García-Page. Además, argumentó que las pegadas, tanto ambientales como urbanísticas, que ahora tiene la Junta de Castilla-La Mancha, se las trasladó el Gobierno regional en 2010 al Estado cuando Villar de Cañas se barajaba como posible ubicación [60].

El 9 de mayo de 2016, el Ayuntamiento de Villar de Cañas presentó ante la Sala de lo contencioso-administrativo del Tribunal Superior de Justicia de Castilla-La Mancha un recurso contra la Resolución de la Consejería de Fomento de Castilla-La Mancha que declaró nulo el Plan de Ordenación Municipal (POM) de la localidad con la intención de paralizar la construcción del ATC. Con esta anulación, se hacía necesario que el Gobierno central declarara dicha construcción como “categoría de excepcional interés público” para seguir adelante con el proyecto. El Ayuntamiento se basó para el recurso, entre otras cosas, en que el relato de la Junta partía de “premisas erróneas”, ya que no se produjo ninguna desclasificación de los suelos.

En cuanto a la ampliación del espacio protegido de la Laguna del Hito, otro de los frentes abiertos entre ambos bandos, la Administración del Estado ya había presentado un recurso ante el Tribunal Superior de Justicia de Castilla-La Mancha el 22 de diciembre de 2015, quién desestimó la medida cautelar solicitada para la suspensión de dicha ampliación. La justicia permitía por tanto, iniciar el procedimiento aprobado en el Consejo de Gobierno de la Junta

de Comunidades del 28 de julio de 2015 para ampliar el espacio protegido de la Laguna del Hito, lo que suponía la paralización del ATC. El alcalde de Villar de Cañas, José María Saiz, no entró a valorar el auto emitido por el Tribunal Regional, pero señaló que la ampliación de esta zona ZEPA sería catastrófico para la agricultura, de la que dependen los vecinos de los nueve pueblos de la zona [91].

Tras este primer recurso fallido, se interpuso un segundo, que también fue desestimado. La Sala de lo Contencioso defendía que no veía motivos que justificaran la “urgencia” en paralizar la ampliación de la zona de protección ambiental. Además, recordó a la Abogacía del Estado, que una suspensión cautelar es procedente cuando no se ve de forma clara que el acto recurrido es nulo, y eso no se daba en este caso [92].

Por su parte, La Plataforma de Afectados por la Zona ZEPA calificó de “atropello” esta ampliación y afirmó que se ha realizado en “fraude de ley”. Además, lamentaron que el Gobierno de Castilla-La Mancha haya recurrido a esta “chapuza” para paralizar el ATC, recalando que esa acción no tiene nada que ver con el medio ambiente, por lo que no dudarían en presentar todas las alegaciones que fueran necesarias [93].

El 4 de octubre de 2016, el consejero de Gobierno de Castilla-La Mancha aprobó finalmente la ampliación de la Zona Especial de Protección de las Aves (ZEPA) de la Laguna del Hito, medida que como hemos dicho, impedía la construcción del ATC. Esta ampliación incluía a ocho pueblos de la provincia de cuenca situados en el entorno de la Laguna.

Tras esta decisión, el consejero de Agricultura, Francisco Martínez Arroyo, subrayó que dicha medida permitiría los usos agrícolas tradicionales, pudiendo llevarse también a cabo nuevos cultivos. Asimismo, sobre la posibilidad de nuevos recursos del Gobierno Central contra esta decisión, el consejero respondió que no existía la posibilidad de que ningún recurso prosperara frente a una decisión que únicamente tiene un comportamiento político.

Ecologistas en Acción celebró esta ampliación de la ZEPA, afirmando que esta protección es totalmente compatible con los usos agrícolas tradicionales y señalando también, que esta decisión vendrá con más subvenciones de Europa bajo el brazo. Para la Plataforma Contra el Cementerio Nuclear en Cuenca esta decisión suponía “un adiós” al ATC, por lo que se había conseguido “librar de radiactividad a la Mancha”. Asimismo, pidió al Gobierno que deje de “empecinarse” en dicho proyecto, ya que a partir de la publicación de este decreto cualquier infraestructura que se requiera realizar en la zona necesita una autorización medioambiental [94].

En el lado opuesto se encontraba el alcalde de Villar de Cañas, José María Saiz, asegurando que esta decisión del Gobierno Regional “no tiene ni pies ni cabeza”, ya que se ha tomado con la única finalidad de paralizar la

construcción del ATC. También acusó al presidente regional, García-Page, de “cargarse” a siete municipios y a 700 agricultores que se verán perjudicados por la ampliación de la ZEPA. Por último, Saiz dejó claro que “ni cuatro ZEPAS” paralizarían el proyecto del ATC y que se impondría un nuevo recurso contencioso-administrativo contra el Gobierno Regional por esta ampliación. Según expuso, este recurso se presentaría en el plazo de dos meses desde la publicación de la decisión de la ampliación en el Diario Oficial de Castilla-La Mancha [95].

El principal problema que para los agricultores de la zona planteaba esta ampliación de la ZEPA hasta sus terrenos, reside en que las exigencias de una zona protegida les haría perder mucho dinero por el tipo de abonos que tendrían que utilizar, pasando las tierras a reducir su valor. Ante esto, el Consejero de Agricultura aseguró que se había reservado una suma de dinero en los Fondos de Desarrollo Rural de Castilla-La Mancha para compensar a los agricultores que pierdan rentabilidad como consecuencia de las restricciones impuestas a la hora de cultivar. Además, expuso que se está trabajando en un plan para revitalizar la comarca, basado en lanzar un plan de cultivo de plantas aromáticas en la zona.

Como ya adelantó Saiz, El 7 de diciembre de 2016 el Ayuntamiento de Villar de Cañas presentó un nuevo recurso contencioso-administrativo ante el Tribunal Superior de Justicia de Castilla-La Mancha contra el decreto de la Junta de Comunidades del pasado mes de octubre por el que se declaró la ampliación de la Zona de Especial Protección para las Aves (ZEPA) en el entorno de la Laguna de El Hito [96].

Además de esta medida, el gobierno de Mariano Rajoy (PP) comenzó al mismo tiempo a negociar con Bruselas poder declarar el ATC como un proyecto de “interés general”, con el objetivo de sortear la ampliación de la protección ambiental de la Laguna del Hito decretada por el gobierno de Castilla-La Mancha y que impide la construcción del ATC. El objetivo de esta negociación sería evitar una multa por parte de Bruselas si impide el ATC ignorando esta zona especial para las aves. Sin embargo, además de esta negociación, la declaración de “interés general” tendría que tramitarse como una ley en un Congreso de los Diputados en el que el PP, actualmente (2017) no tiene la mayoría absoluta, y donde gran parte de las fuerzas políticas se han mostrado en contra del proyecto. Enresa por su parte, sigue buscando soluciones y se encuentra trabajando en un proyecto que haga compatible el área de protección con el ATC [97].

El 18 de enero del 2017 el Tribunal Supremo acordó la suspensión cautelar de la ampliación de la ZEPA de la Laguna del Hito, afirmando que el ATC pretende una “pronta y correcta” gestión de los residuos radiactivos [98].

5.4.4. Descripción del ATC

El ATC previsto para Villar de Cañas es una instalación diseñada para albergar, en un único lugar, el combustible nuclear gastado generado en el país, los residuos vitrificados procedentes del reproceso (especialmente de Vandellós I), y aquellos residuos de media actividad que por sus características no pueden ser almacenados en la instalación de El Cabril (Córdoba). Estos últimos, proceden fundamentalmente del desmantelamiento de las centrales nucleares españolas que han finalizado su vida útil.

De acuerdo con el VI PGRR en vigor, se estima del orden de 12.800 m³ de materiales a gestionar, de los que alrededor del 79% correspondería a combustible nuclear gastado, un 1% a vidrios procedentes del reproceso del combustible, y un 20% a otros residuos de media actividad.

Materiales a almacenar en la instalación ATC		
	Tipos	Cantidad
Combustible gastado	PWR 14x14 Westinghouse	377 elementos
	PWR 17x17 Westinghouse	9.141 elementos
	PWR 16x16 KWU	1.793 elementos
	BWR 8x8 GE, SVEA	8.260 elementos
	Total: 19.571 elementos (6.700 tU aprox.)	
Residuos de alta actividad (Reproceso Vandellós I)	Vitrificados	84 cápsulas
Residuos de media actividad (Reproceso Vandellós I)	Bitumen	1.022 bidones de 210 litros
	Tecnológicos	126 contenedores de 1,2 m ³
	Piezas de magnesio y grafito	1.320 bidones de 225 litros
Residuos que superan los límites de El Cabril (principalmente de actividades de desmantelamiento)	Unos 1905 m ³ con diversos residuos acondicionados en matriz sólida	

Tabla 5.8. Materiales a gestionar en el ATC de Villar de Cañas [5]

Esta instalación de almacenamiento temporal centralizará los procesos necesarios para la gestión de todo este material radiactivo, lo que facilitará su seguridad y vigilancia, permitiendo optimizar los recursos necesarios para su control.

El ATC se construirá en la superficie del terreno seleccionado, y está concebido para el almacenamiento en seco del CG y los RAA vitrificados utilizando la tecnología de bóvedas, y las naves de hormigón para los residuos

de media actividad. De esta manera, se garantiza el confinamiento del material radiactivo con las barreras de ingeniería necesarias.

El diseño se realizó para su operación durante unos 60 años, y según Enresa, se trata de una instalación pasiva en la que no se dan reacciones nucleares, ni produce energía. Tampoco será contaminante, ya que no produce ni gases, ni humos, ni procesos químicos.

Otra característica presente es su reversibilidad, ya que permitirá recuperar el material almacenado en cualquier momento para su gestión posterior. Además, tendrá características modulares, pudiendo ampliarse en caso de que se alargue la vida de operación de las centrales nucleares españolas, o de que se construyan otras nuevas [11], [25].

La parcela destinada a la construcción del ATC en Villar de Cañas tiene una superficie de 53 hectáreas en las que se van a ubicar las siguientes instalaciones:

INSTALACIÓN NUCLEAR

La denominada instalación nuclear está compuesta a su vez por varios edificios, de los cuales unos se encuentran dentro de la denominada “área protegida” y otros no. Los que se encuentran dentro del área protegida, están sujetos a los requisitos del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, y estarán situados dentro de un doble vallado de seguridad física. Por el contrario, los que no pertenecen a este área de protección, estarán situados fuera del doble vallado de seguridad, no estando por tanto sujetos a este reglamento [25], [35].

- **Instalaciones dentro del área protegida**

Dentro de esta zona encontramos varios edificios, pero el proceso principal del ATC se lleva a cabo en un conjunto de tres edificios en línea. Este bloque tendrá unas dimensiones aproximadas de unos 283 m de largo, 78 m de ancho, y 26 m de alto [25], [35]:

- **Edificio de Recepción.** Es una estructura metálica donde se recibirán los vehículos que transportan los contenedores con el material radiactivo. En este edificio se descarga el contenedor de su vehículo de transporte, se posiciona verticalmente mediante un puente grúa y se traslada mediante un carro de

transferencia a la zona dedicada a realizar los procesos pertinentes.

- **Edificio de procesos.** Es una estructura con paredes de hormigón armado de unos dos metros de espesor, en la que se llevarán a cabo distintos procesos mecánicos de preparación de contenedores (comprobación, retirada de tapas, etc.) en dos líneas independientes, una para el CG, y otra para el resto de residuos. También se llevarán a cabo en esta zona las operaciones de encapsulado del CG y de los residuos radiactivos, así como las tareas de extracción en caso de que fuera necesario recuperar el material. En este edificio todas las operaciones están robotizadas.

- **Módulos de almacenamiento.** Es un edificio constituido por seis módulos estructuralmente diferenciados. Cada módulo se divide en dos bóvedas, por lo que el edificio será básicamente un conjunto de doce bóvedas de almacenamiento. Estas doce bóvedas permitirán almacenar el CG y los RAA vitrificados en un total de 1.440 tubos almacenamiento, que presentarán una distribución de 10 x 12 en cada bóveda. Los tubos de almacenamiento serán de acero inoxidable y en ellos se depositarán las cápsulas que contienen el material radiactivo, creándose de esta manera una doble capa de confinamiento formada por la propia cápsula, en primer lugar, y por el tubo de almacenamiento después.
Las bóvedas por su parte, son estructuras con paredes de hormigón de gran espesor que actúan como blindaje, con entradas y salidas de aire independientes para la refrigeración del material radiactivo por convección natural. El aire circula entre los tubos de almacenamiento y permite, de forma natural, la evacuación del calor residual de los materiales almacenados sin entrar en contacto en ningún momento con ellos. Además, sobre cada una de las bóvedas se situarán las correspondientes chimeneas de ventilación, que alcanzarán una altura sobre rasante de unos 45 metros y se asentarán sobre un cajón de hormigón armado.

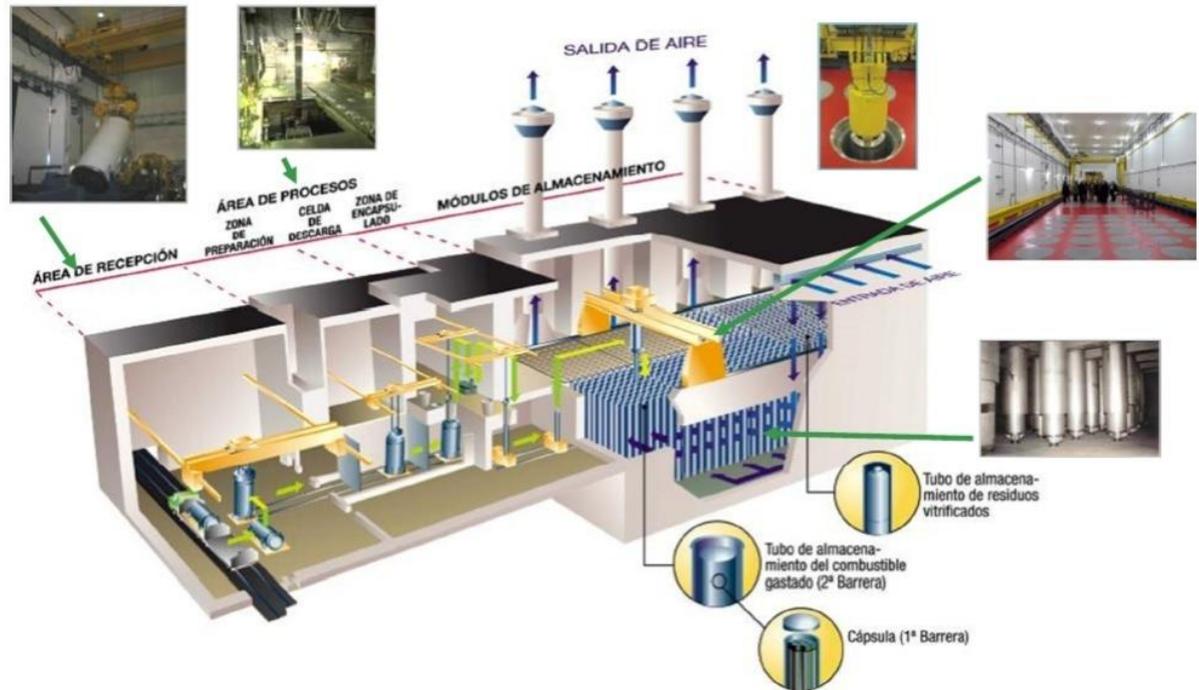


Figura 5.8. Diseño conceptual del ATC español [24]

Además de estos tres edificios principales, sobre el esquema de disposición general de la instalación nuclear se pueden distinguir también los siguientes edificios y estructuras [25], [35]:

- **Módulo de Almacenamiento de Residuos Especiales.** Consiste en un edificio en el que los residuos radiactivos de media actividad no aceptables en la instalación de El Cabril (Córdoba), son almacenados de acuerdo con sus características. Está compuesto por cuatro almacenes estructuralmente independientes destinados al almacenamiento de los denominados residuos especiales: Almacén de Fosos, Almacén de Fuentes, Almacén de Residuos Operacionales, y Almacén de Reserva.
- **Almacén de Espera de Contenedores.** Es un edificio destinado a albergar transitoriamente los contenedores de transporte y/o almacenamiento del material radiactivo antes de su envío al área de proceso. La existencia de este almacén permite a la instalación absorber mayores flujos de entrada de material, especialmente en los primeros años de operación de la instalación, en los que es previsible una acumulación de necesidades. Tiene una capacidad para 78 contenedores cargados.

- **Taller de Mantenimiento de Contenedores.** Este edificio tiene como función principal el mantenimiento tanto interno como externo de los contenedores de transporte.
- **Laboratorio de Combustible Gastado y Residuos Radiactivos.** Este edificio forma parte del Centro Tecnológico Asociado, que describiremos más adelante, pero por su carácter nuclear se sitúa dentro del área protegida (dentro del doble vallado de seguridad física). Está destinado al estudio del CG y los residuos radiactivos.

Dentro del área protegida, la instalación nuclear deberá contar además, con una serie de **instalaciones de apoyo** necesarias para su correcto funcionamiento [25], [35]:

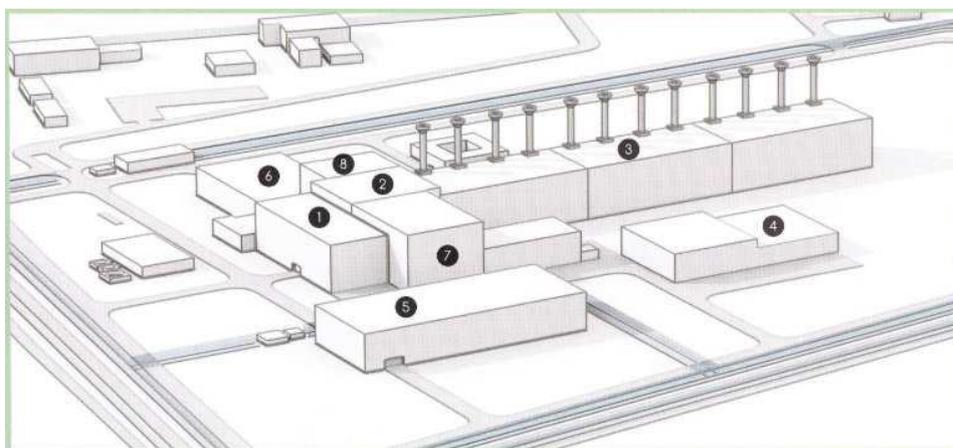
- **Edificio de servicios auxiliares.** Este edificio alojará los recintos e instalaciones dedicados a funciones auxiliares, como los accesos de personal, equipos de ventilación, y almacén de cápsulas vacías entre otros.
- **Edificio de servicios generales.** Albergará parte de los servicios de apoyo a los procesos de control y gestión, como servicio médico, vestuarios, lavandería, etc.
- **Edificio de servicios técnicos.** Destinado a centralizar buena parte de los servicios de la instalación: agua caliente, potabilización, producción de agua desmineralizada, protección contra incendios, etc.
- **Edificio de control de acceso y de seguridad física.** Tendrá funciones de protección física y control de acceso al área protegida.

Además de todos los edificios e instalaciones descritos, dentro del área protegida, se localizarán también el Edificio de Tratamiento de Residuos Radiactivos que se generen en la operación del ATC, oficinas de Enresa, parking de contenedores vacíos, Edificio Eléctrico, etc.

- **Instalaciones fuera del área protegida**

Dentro de la instalación nuclear, pero fuera del doble vallado de seguridad física, y por lo tanto no sujetas al Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se situarán otras instalaciones tales como: Edificio Zona de Servicios; Edificio Talleres y Servicios, Edificio Auxiliar; Hagar; Centro de Datos Meteorológicos, Sísmicos y Medioambientales; Estación Depuradora de Aguas Residuales; Balsas de Pluviales; Subestación Eléctrica y Centro de Transformación; etc.

En la siguiente imagen vemos un esquema general de la instalación donde podemos diferenciar la mayoría de los edificios que acabamos de describir:



- Edificio de recepción (1).
- Edificio de procesos (2).
- Módulos de almacenamiento (3).
- Almacén de residuos especiales (4).
- Almacén de espera de contenedores (5).
- Laboratorio de combustible (6).
- Taller de mantenimiento de contenedores (7).
- Edificio de servicios auxiliares (8).

Figura 5.9. Principales edificios del ATC español [1]

CENTRO TECNOLÓGICO ASOCIADO (DIA)

Acompañando al almacén propiamente dicho, Villar de Cañas contará además con un Centro Tecnológico Asociado al ATC. Su objetivo principal será dar apoyo al ATC tanto en su fase de construcción, como en la de operación.

Este Centro concentrará y coordinará las actividades de investigación sobre combustible nuclear gastado y gestión de residuos radiactivos, que se vienen desarrollando en España desde 1986. Además, se convertirá en un centro integrado que potenciará el desarrollo de los proyectos demandados por el entorno tecnológico regional y nacional. Por consiguiente, los conocimientos científicos que se desarrollen, podrán ser aprovechados por los diferentes sectores productivos, generando así un beneficio a toda la sociedad.

La actividad del Centro se desarrollará a través de proyectos y programas específicos, los cuales se llevarán a cabo en cuatro laboratorios básicos; uno de ellos, El Laboratorio de Combustible Gastado y Residuos, situado dentro de la instalación nuclear; y otros tres convencionales, situados fuera de dicha instalación [25], [35].

- **Laboratorio de Caracterización de Procesos y Medio Ambiente.** Este laboratorio tiene como objetivo llevar a cabo ensayos específicos relacionados con el comportamiento químico de los sistemas y materiales de confinamiento, así como de los procesos de migración y dispersión ambiental de ciertos radionucleidos. Además, prestará especial atención a las tecnologías y métodos relacionados con la vigilancia y la monitorización industrial a todas las escalas.
- **Laboratorio de Materiales.** Destinado a realizar trabajos de investigación, así como ensayos a distintos materiales de base metálica, cemento y arcilla. Esto es debido a que son los componentes que habitualmente tienen función de barrera en los sistemas de aislamiento y confinamiento presentes en las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos. Este laboratorio pretende concentrar todos los desarrollos conseguidos hasta ahora, realizando actividades complementarias en lo que a selección de materiales de confinamiento se refiere, así como apoyar la construcción de instalaciones de almacenamiento a largo plazo.
- **Laboratorio de Prototipos Industriales.** El objetivo de este laboratorio es poder verificar, a escala de prototipo industrial, avances tecnológicos que han tenido éxito a pequeña escala, y que tienen su aplicación fundamental en actividades o proyectos relacionados con la gestión de residuos radiactivos. Los prototipos a ensayar estarán relacionados con la operación del ATC, con el desmantelamiento de instalaciones nucleares, o con la verificación de componentes o sistemas operativos del almacenamiento geológico a largo plazo.



Figura 5.10. Laboratorios del Centro Tecnológico Asociado [24]

OTRAS INSTALACIONES DEL PROYECTO

Como apoyo a la instalación de ATC y al Centro Tecnológico Asociado, el proyecto contará con las infraestructuras necesarias para que sea posible el asentamiento de empresas.

Se ha previsto el desarrollo de un futuro Parque Empresarial, que cuenta ya con un edificio Vivero de Empresas. Este edificio tiene previsto albergar funciones de interés para Enresa, como un Centro de información o funciones de centro administrativo; así como las funciones de zona general de servicios técnicos para pequeñas y medianas empresas que quieran establecerse y formar parte del tejido empresarial de la zona. El Vivero de Empresas cuenta con un total de 2.000 m², que se reparten en dos plantas. La planta baja, de 1.500 m², acogerá el nuevo espacio Enresa, un auditorio para casi 2.000 personas, diversas salas multiusos para las empresas que allí se instalen, y otros servicios auxiliares. La segunda planta, de 500 m², se distribuye en doce espacios destinados a las empresas que se asienten en la zona.

Este Parque Empresarial cuenta también con un laboratorio conjunto Enresa-Junta de Comunidades de Castilla-La Mancha, que servirá principalmente de apoyo, y que desarrollará proyectos de interés local, comarcal y autonómico. Este Laboratorio Conjunto tendrá una superficie cercana a los 1.000 m², que se reparten en cuatro laboratorios, despachos y salas de reuniones.

Además de todo esto, está previsto también la construcción de una Nave Auxiliar que de apoyo en las tareas de construcción del ATC; así como contar en el futuro con un Polígono Industrial, que responda a la demanda de la zona. Asimismo, se prevén las actuaciones necesarias para la urbanización del parque con sus servicios generales [16], [25].



Vivero de empresas

- Oficinas de asentamiento temporal inicial de empresas
- Oficinas del Parque y Dirección
- Servicios comunes, redes de datos, salones de actos, secretariado, suministros eléctricos, etc.

Zona Industrial

- Infraestructura necesaria (aceras, alumbrado, saneamientos, recogida de pluviales, etc.) para dotar a las naves industriales
- Dimensionamiento de la zona industrial en función de las necesidades y las solicitudes

Figura 5.11. Descripción del Parque Empresarial [24]

5.4.5. Transporte del material radiactivo hasta el ATC

En estos momentos, en España no se están llevando a cabo transportes de CG y RAA, ya que el CG permanece almacenado en las piscinas o en los ATI de las propias centrales nucleares, y los RAA vitrificados se encuentran almacenados en las plantas de los países donde se realizó el reproceso del combustible.

A la vista de la próxima construcción del ATC español, se ha elaborado un Plan de Transporte que permitirá trasladar el CG y los RAA vitrificados hasta la nueva instalación. Para la realización de esta actividad son de aplicación las mismas normas y criterios que se utilizan en el transporte de residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA).

El transporte del material radiactivo hasta la instalación de ATC podría realizarse por dos vías: carretera o ferrocarril. Ambas modalidades son viables y pueden coexistir, pero la opción que se contempla es el transporte por carretera. Dicho transporte se realizará en posición horizontal, estando los extremos protegidos por amortiguadores que en caso de choque absorberían un posible impacto [24], [35].



Figura 5.12. Transporte de CG y RAA por ferrocarril y carretera [24]

Según Enresa, la seguridad durante el transporte del material está garantizada por el blindaje de los contenedores que, para obtener su homologación, son sometidos a pruebas extremas. Estas pruebas se resumen en las siguientes [17]:

- Ensayo de resistencia al fuego a 800 °C durante 30 minutos.
- Ensayo de inmersión a 200 metros de profundidad durante una hora garantizando la estanqueidad del contenedor.

- Impacto de un camión o locomotora, que transporta un contenedor de estas características, a más de 130 Km/h contra un muro de hormigón de 3 metros de espesor.
- Caída libre desde 9 metros de altura sobre un blanco rígido sin pérdida de integridad.
- Caída libre desde 1 metro de altura sobre un punzón de acero sin pérdida de integridad.

Además de esto, a fin de garantizar la seguridad en los transportes, los conductores de estos vehículos recibirán una adecuada formación, y todos los transportes serán sometidos a estrictos controles.

En cuanto a la reglamentación aplicable en la UE para el transporte de este tipo de mercancías disponemos de [24]:

- Acuerdo Europeo para el Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR).
- Reglamento Internacional sobre el Transporte de Mercancías Peligrosas por Ferrocarril (RID).
- Norma de seguridad del OIEA “Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos” TS-R-1.

Por último, destacar que en el mundo se han llevado a cabo más de 30 millones de kilómetros de transportes de este tipo de material sin incidencias graves.

5.4.6. Funcionamiento del ATC.

El material radiactivo llega a la instalación en contenedores homologados para su transporte, el cual se realiza por carretera o ferrocarril según la normativa internacional. A su llegada, una opción es depositarlos en primer lugar en el Almacén de Espera de Contenedores, que permite el almacenamiento de los contenedores de forma segura hasta que sea posible su traslado a la instalación principal [35].



Figura 5.13. Almacén de Espera de Contenedores [35]

La instalación principal comienza con el área de recepción. A su llegada, un puente grúa descarga los contenedores, se tiran los indicadores de impacto y se colocan en posición vertical.

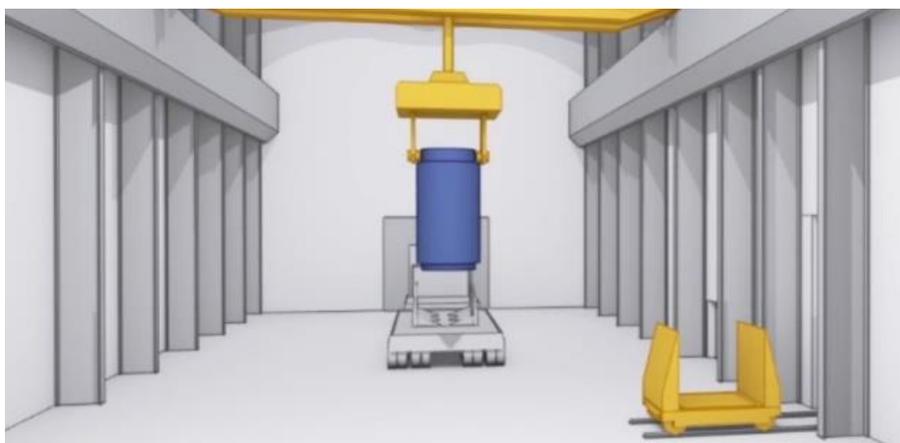


Figura 5.14. Descarga de contenedores [35]

A continuación, el denominado “carro de transferencia” traslada los contenedores al segundo edificio de la instalación principal: el área de procesos. En este edificio se llevarán a cabo los distintos procesos mecánicos de preparación de los contenedores en dos líneas independientes y totalmente robotizadas: una para el CG y otra para los RAA vitrificados procedentes del reproceso.

Dentro del área de procesos, los contenedores llegan en primer lugar a la denominada “zona de preparación”, donde se retira la primera tapa del contenedor y se comprueba su contenido.

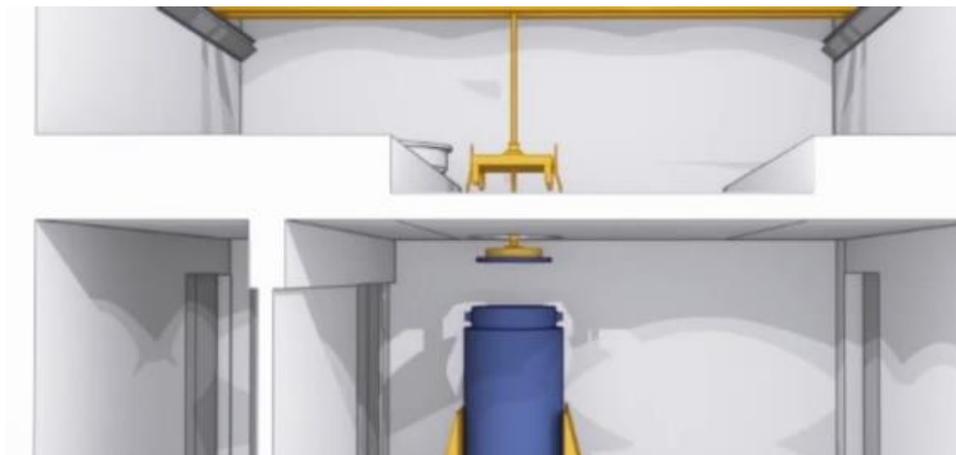


Figura 5.15. Zona de preparación [35]

Posteriormente se trasladan los contenedores a la denominada “celda de descarga”. Una vez aquí, se retira la segunda tapa del contenedor y se extraen los elementos radiactivos, almacenándose en un bastidor de descarga transitoria. Estos contenedores que contenían el material radiactivo pueden volver a utilizarse de nuevo.

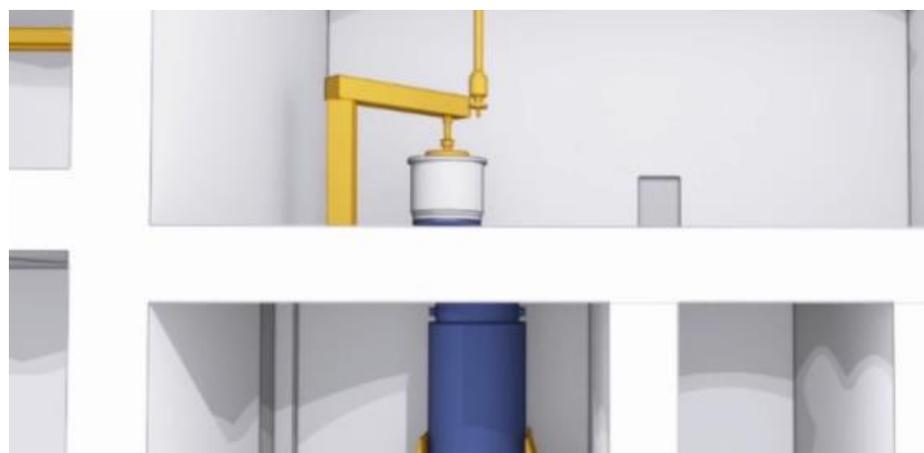


Figura 5.16. Celda de descarga [35]

La siguiente fase tiene lugar en la denominada “zona de encapsulamiento”, que se trata de una celda caliente, en la cual, este material radiactivo extraído de los contenedores se introduce en cápsulas de acero inoxidable que son selladas mediante la soldadura de su tapa.

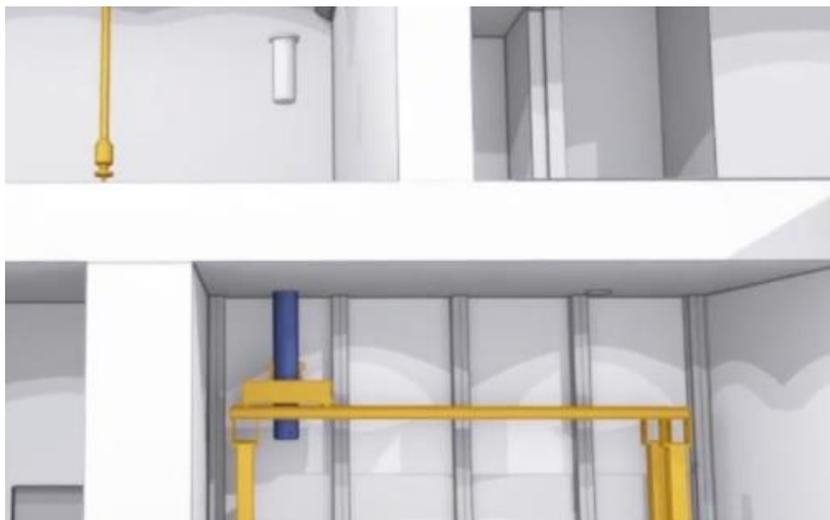


Figura 5.17. Encapsulamiento del material radiactivo [35]



Figura 5.18. Soldadura de la tapa de las cápsulas [35]

Una vez introducido y sellado el material radiactivo en las cápsulas de acero inoxidable, éstas son transferidas al último edificio de la instalación principal: módulos o bóvedas de almacenamiento. En esta zona las cápsulas de acero inoxidable que contienen el material radiactivo son introducidas en los denominados tubos de almacenamiento, quedando de esta forma el material radiactivo aislado por tres barreras: la cápsula de acero inoxidable, el tubo de almacenamiento, y el muro de hormigón exterior del edificio.



Figura 5.19. Bóvedas de almacenamiento [35]

Una vez almacenado el material radiactivo en las bóvedas de almacenamiento, este debe ser refrigerado para disipar su calor residual. Esta refrigeración se realizará por convección natural en un proceso similar al tiro de una chimenea.

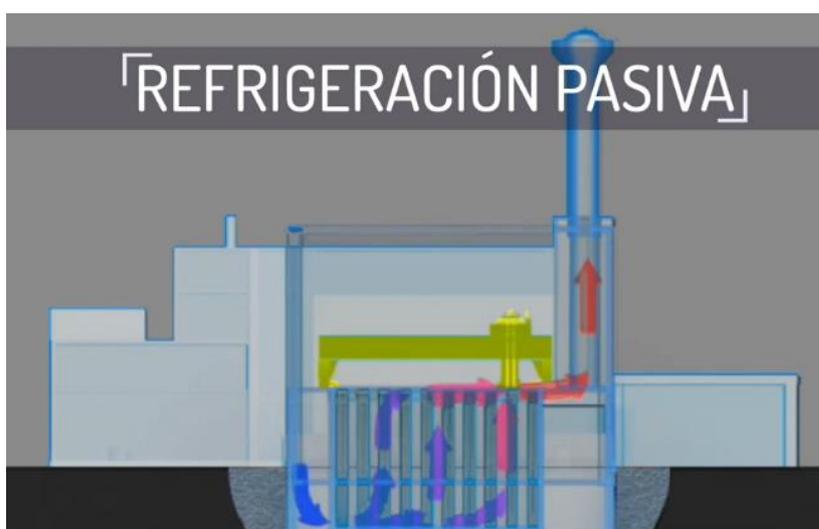


Figura 5.20. Refrigeración del material almacenado [35]

El aire procedente del exterior de la instalación circula por la parte exterior de los tubos de almacenamiento permitiendo, de forma natural, extraer el calor residual que emiten los materiales almacenados, sin entrar en contacto con ellos en ningún momento. Gracias a esto, el calor residual emitido por estos materiales irá disminuyendo con el paso del tiempo.

Como podemos comprobar a la vista de lo anterior, el ATC es una instalación que no produce energía, únicamente emite aire caliente. Además, como se ha

comentado en puntos anteriores, el ATC es una instalación reversible, ya que el material almacenado es recuperable. Para ello, cuando este material vaya a ser trasladado del ATC a la siguiente etapa de gestión, seguirá el camino inverso al que se ha descrito para su recepción y almacenamiento.

En la siguiente imagen se muestra de forma esquemática las operaciones descritas que tienen lugar en la instalación principal del ATC:

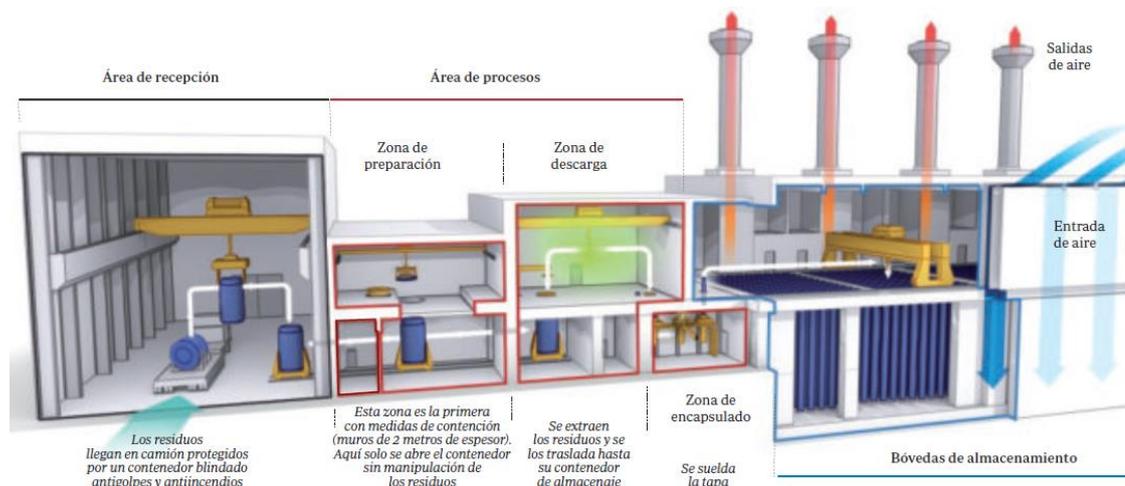


Figura 5.21. Esquema de funcionamiento del ATC [65]



6. Conclusiones

La energía nuclear es considerada cada vez más como una posible herramienta frente al cambio climático, debido a que es la fuente energética utilizable a gran escala con menor tasa de emisiones por KWh producido. Por este motivo, cada vez más países están apostando por esta tecnología para generar electricidad, principalmente aquellos que se encuentran en vías de desarrollo. Sin embargo, gran parte de los países desarrollados aún tienen dudas sobre la decisión de apostar o no por este tipo de energía, fundamentalmente por el riesgo radiológico que suponen los residuos obtenidos, así como por la dificultad de su gestión.

La decisión con respecto a la gestión final de este material no está tomada, ya que no existe un consenso social acerca de cuál es el camino más adecuado, a pesar de que existen conocimientos y tecnologías que permitirían almacenarlo permanentemente de forma segura, como es el caso del Almacenamiento Geológico Profundo (AGP). Esta opción ha pasado a ser cada vez menos tenida en cuenta, ya que últimamente parece que la preferencia es optar por una situación de espera ante la perspectiva de hallar soluciones que resuelvan el problema de una mejor forma que las planteadas actualmente. Así pues, existe el presente deseo de hacer que las soluciones que se adopten sean reversibles, pues se es consciente de que el combustible gastado procedente de las centrales nucleares posee un elevado potencial energético que podría ser utilizado en el futuro con nuevos avances. Este podría ser el caso de los reactores nucleares de IV generación, en fase de desarrollo e investigación, que permitirían utilizar una elevada fracción del combustible nuclear gastado que se encuentra actualmente almacenado, para producir electricidad, convirtiendo así un problema medioambiental en una fuente de energía.

Ante esto, la opción del Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC) ha ido adquiriendo cada vez más importancia, ya que su carácter reversible permitiría disponer del material almacenado en cualquier momento. Pero no todo son ventajas, ya que almacenar este material a largo plazo en la superficie supondría un mantenimiento continuo de las instalaciones para garantizar la seguridad, algo que no se tiene la certeza de poder garantizar durante elevados periodos de tiempo que sobrepasen varias generaciones.

En cuanto a España, se optó por la opción de implantar un Almacén Temporal Centralizado (ATC) para la gestión de todo el material radiactivo de alta actividad y/o de vida larga obtenido como consecuencia de la operación de las centrales nucleares españolas durante toda su vida útil. Así pues, en 2011 el Gobierno aprobó la construcción de una instalación de este tipo en el municipio conquense de Villar de Cañas.

La solución escogida para almacenar este material consiste en un almacenamiento en seco mediante el uso de bóvedas. Esta elección se debe a que dicho sistema de almacenamiento se considera el más adecuado para periodos muy largos, ya que presenta una elevada resistencia estructural y su diseño favorece la evacuación del calor generado de forma pasiva.

Actualmente (2017), la construcción de esta instalación se encuentra paralizada temporalmente por la ampliación de una Zona de Especial Protección para las Aves (ZEPA) hasta los terrenos donde estaba proyectada. Debido a la necesidad de gestionar el material mencionado, y a la paralización de dicho proyecto, se está optando por implantar un Almacén Temporal Individualizado (ATI) en cada central nuclear española, por lo que de llegar a realizarse, carecería de total sentido mantener la idea de llevar a cabo la construcción del ATC previsto, y que tantos enfrentamientos sociales ha generado desde que se diera a conocer públicamente la intención de su puesta en marcha.

7. Bibliografía

Apuntes del Grado en Ingeniería Eléctrica

[1] Ángel Luis Zorita (Curso 2015/2016). Centrales eléctricas. Grado en Ingeniería Eléctrica. Universidad de Valladolid.

Libros

[2] Origen y gestión de los residuos radiactivos. Ilustre Colegio Oficial de Físicos (2000).

[3] Manual de tecnología nuclear para periodistas. Autor: M^a Elena de la Fuente Arias. Dirección de la Edición: FORO NUCLEAR (2004).

[4] VI Plan General de Residuos Radiactivos (2006).

[5] Gestión de residuos: situación, análisis y perspectiva. Fundación para estudios sobre la energía (2007).

[6] 222 cuestiones sobre la energía. Autores: Alfonso de la Torre Fernández del Pozo y Luis Palacios Súnico. Dirección de la Edición: FORO NUCLEAR (2007).

[7] Diccionario inglés-español sobre Tecnología nuclear. Autores: Agustín Tanarro Sanz y Agustín Tanarro Onrubia. Dirección de la Edición: FORO NUCLEAR 2^o Edición (2008).

[8] El ecologista nuclear. Autor: Juan José Gómez Cadenas. Editorial: ESPASA (2009).

[9] Seguridad del parque nuclear español. Análisis de los principios fundamentales de la seguridad de las instalaciones y actividades nucleares. Director-Coordenador: Agustín Alonso Santos. Dirección de la Edición: FORO NUCLEAR (2010).

[10] Curso básico de ciencia y tecnología nuclear. Dirección-coordinación: Sara Pérez Martín. Dirección de la Edición: Sociedad Nuclear Española, Jóvenes Nucleares (2013).

Revistas

- [11] Estratos N°93. “El futuro ATC español”. Publicación de Enresa (Invierno 2010).
- [12] Estratos N°95. “España crece bajo el mar”. Publicación de Enresa (Verano 2010).
- [13] Estratos N°96. “Enresa, veinticinco años de una gran empresa”. Publicación de Enresa (Otoño 2010).
- [14] Estratos N°101. “Villar de Cañas, en Cuenca, albergará el ATC”. Publicación de Enresa (Invierno 2012).
- [15] Estratos N°103. “El Cabril, veinte años de modernidad”. Publicación de Enresa (Otoño 2012).
- [16] Estratos N°109. “Concluyen las obras del Vivero de Empresas y el Laboratorio Conjunto del ATC”. Publicación de Enresa (Invierno 2015).
- [17] Dinamo N°1. “ATC”. Publicación de Enresa (2014).
- [18] Dinamo N°2.” ATC INTERNACIONAL”. Publicación de Enresa (2014).

Publicaciones, informes y trabajos

- [19] FORO NUCLEAR (2009). La gestión de los residuos radiactivos en España.
http://www.x-lives.com/hemeroteca_fco/statics/files/GESTION_RESIDUOS_RADIOACTIVOS_ESPAÑA_Foro_Nuclear_dic.pdf
- [20] FORO NUCLEAR. La gestión del combustible gastado de las centrales nucleares.
file:///C:/Users/miguel/Downloads/Gestion_combustible_gastado_centrales_nucleares.pdf
- [21] FORO NUCLEAR. Energía nuclear y cambio climático.
[file:///C:/Users/miguel/Downloads/Energia_nuclearycambio_climatico%20\(1\).pdf](file:///C:/Users/miguel/Downloads/Energia_nuclearycambio_climatico%20(1).pdf)
- [22] FORO NUCLEAR. Curso para profesionales de la energía. Radiaciones ionizantes y protección radiológica. http://62.43.237.121/nuclear_radi.pdf

[23] ENRESA (2001). El almacenamiento geológico profundo de los residuos radiactivos de alta actividad. Principios básicos y tecnología.

<http://www.geousal9803.com/descargas/almacenamiento%20geologico%20profundo.pdf>

[24] ENRESA (2012). Proyecto de Almacén Temporal Centralizado (ATC) y su Centro Tecnológico Asociado.

http://www.amac.es/wp-content/uploads/2015/04/JoseCabrera1_Proyecto-de-Almac%C3%A9n-Temporal-Centralizado.pdf

[25] ENRESA (2016). El Almacén Temporal Centralizado. Dossier de prensa.

[file:///C:/Users/miguel/Downloads/dossier%20atc%20JUN16%20\(6\).pdf](file:///C:/Users/miguel/Downloads/dossier%20atc%20JUN16%20(6).pdf)

[26] Laura García de Dios (2004). Estudio de la refrigeración de una piscina de combustible gastado con un código CFD.

http://oa.upm.es/32714/1/PFG_Laura_Garcia_de_Dios.pdf

[27] Consejo de Seguridad Nuclear (2008). El almacenamiento temporal a largo plazo de los residuos radiactivos: seguridad y sostenibilidad.

[28] Daniel Cano Ott (2008). La transmutación de los residuos radioactivos.

<https://www.i-cpan.es/doc/Empirika/45-50-transmutacion-residuos-radioactivos.pdf>

[29] Comisión Interministerial ATC (2010). Informe de propuesta de emplazamientos candidatos para albergar el emplazamiento del Almacén Temporal Centralizado (ATC) y su centro tecnológico asociado.

http://www.emplazamientoatc.es/Candidatos/Proyectos/Informe_propuesta_emplazamientos_candidatos.pdf

[30] Sociedad Nuclear Española (2011). Enfriamiento pasivo de piscinas de combustible.

<http://www.reunionannualsne.es/doc/40/ponencias/tecnicas/I+D+i/06/06-11.pdf>

[31] CONAMA (2014). Gestión del combustible gastado de las centrales nucleares.

<http://www.conama.org/conama/download/files/conama2014/CT%202014/1896711492.pdf>

[32] OIEA (2015). Clasificación de desechos radiactivos.

http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1419S_web.pdf

[33] Álvaro Torrent Fernández (2015). Tratamiento y Gestión de los Residuos Radiactivos de Alta Actividad.

<http://bibing.us.es/proyectos/abreproy/20504/fichero/Tratamiento+y+Gesti%C3%B3n+de+Residuos+Radiactivos+de+Alta+Actividad.pdf>

[34] Red Eléctrica de España (2015). Avance del sistema eléctrico español en 2016.

http://www.ree.es/sites/default/files/downloadable/avance_informe_sistema_electrico_2016.pdf

Páginas web

[35] ENRESA. <http://www.enresa.es/esp/> [última visita 17/01/2017]

[36] FORO NUCLEAR. <http://www.foronuclear.org/es/> [última visita 17/01/2017]

[37] Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). <https://www.csn.es/home> [última visita 17/01/2017]

[38] Sociedad Nuclear Española (SNE). <https://www.sne.es/> [última visita 17/01/2017]

[39] Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT). <http://www.ciemat.es/> [última visita 17/01/2017]

[40] Energía nuclear. <http://energia-nuclear.net/> [última visita 17/01/2017]

[41] Greenpeace España. <http://www.greenpeace.org/espana/es/> [última visita 17/01/2017]

[42] Ecologistas en Acción España. <https://www.ecologistasenaccion.org/> [última visita 17/01/2017]

[43] <http://www.emplazamientoatc.es/Paginas/index.aspx> [última visita 17/01/2017]

[44] <http://unidades.climantica.org/es/unidades/02/a-enerxia-nuclear/o-funcionamiento-das-centrais-nucleares/3> [última visita 17/01/2017]

[45] <http://tecnopucela.blogspot.com.es/p/unidad-3-la-energia-nuclear.html> [última visita 17/01/2017]

[46] <https://acelerandolaciencia.wordpress.com/2015/03/30/de-la-energia-nuclear-de-fision-y-6-combustible-gastado-y-su-almacenamiento/> [última visita 17/01/2017]

[47] <http://es.slideshare.net/universidadpopularc3c/almacenamiento-de-residuos-radiactivos> [última visita 17/01/2017]

[48] [http://www.swissinfo.ch/spa/desechos-nucleares- %C3%BA%20ultima-parada-antes-de-su-entierro/37664524](http://www.swissinfo.ch/spa/desechos-nucleares-%C3%BA%20ultima-parada-antes-de-su-entierro/37664524) [última visita 17/01/2017]

[49] <http://www.catedraenresauco.com/instalaciones-de-gestion-y-tratamiento-de-residuos-radiactivos-en-espana/> [última visita 17/01/2017]

[50] <http://www.idom.com/project/almacen-temporal-individualizado-ati-de-la-central-nuclear-de-asco/> [última visita 17/01/2017]

[51] <http://cuencadicenoalcementerionuclear.blogspot.com.es/> [última visita 17/01/2017]

[52] Organización Mundial de la Salud (OMS) <http://www.who.int/es/> [última visita 17/01/2017]

Artículos y notas de prensa

[53] EL PAÍS (24/01/2010). Ascó encabeza el “derby” nuclear

http://elpais.com/diario/2010/01/24/sociedad/1264287602_850215.html

[54] EL PAÍS (7/11/2014). El CSN cuestiona los estudios sobre el almacén nuclear.

[55] EL PAÍS (4/12/2014) Almacén nuclear y obra de arte

http://politica.elpais.com/politica/2014/12/13/actualidad/1418499140_076619.html

[56] EL PAÍS (20/01/2015). La adjudicación de la obra del almacén nuclear de Villar de Cañas se retrasa.

[57] EL PAÍS (22/07/2015). El CSN pretende autorizar el cementerio nuclear pese a las dudas sobre los terrenos.

[58] EL PAÍS (27/07/2015). Geólogos del CSN ven “desfavorables” los suelos para el cementerio nuclear.

[59] EL PAÍS (4/09/2015). Castilla-La Mancha anulará el plan de urbanismo que ampara el silo nuclear.

[60] EL PAÍS (13/11/2015). El PP amenaza a Page con una querrela por parar el silo radiactivo.

[61] EL MUNDO (27/01/2010). El ATC holandés, el modelo del almacén nuclear español

<http://www.elmundo.es/elmundo/2010/01/26/ciencia/1264521324.html>

[62] EL MUNDO (15/03/2011). ¿Qué efectos tiene la radiactividad sobre la salud?

<http://www.elmundo.es/elmundosalud/2011/03/15/noticias/1300203080.html>

[63] EL MUNDO (28/07/2015). Luz verde al almacén de residuos nucleares en Villar de Cañas.

[64] EL MUNDO (30/07/2015). El Gobierno debe anteponer el interés nacional en el cementerio nuclear.

[65] ABC (17/11/2014). ABC visita en Holanda un ATC como el de Villa de Cañas. Viaje al centro del almacén nuclear.

[66] ABC (12/02/2015). El Gobierno acatará el informe sobre el ATC del Consejo de Seguridad Nuclear.

[67] ABC (21/10/2015). Duplicar la energía nuclear frenaría el cambio climático.

[68] ABC (25/11/2015). La energía nuclear como respuesta al cambio climático.

[69] elEconomista (28/07/2014). El nuevo almacén nuclear costará 970 millones.

[70] elEconomista (14/02/2015). Respuesta política al escándalo del ATC.

[71] elEconomista (7/11/2016). Los seis ATI costarán unos 2.300 millones.

[72] LA VANGUARDIA (28/05/2012). Un pueblo sin crisis.

[73] LA VANGUARDIA (15/02/2015). El almacén nuclear cambia de rumbo.

[74] CincoDías (28/07/2015). El Consejo de Seguridad autoriza el cementerio nuclear de Villar de Cañas.

[75] Cinco Días (22/09/2015). El ATC de Villar de Cañas, causa de nuevos conflictos.

[76] Rtvé (17/03/2011). Las piscinas de combustible gastado: ¿Qué hay allí, qué puede pasar?

<http://www.rtve.es/noticias/20110317/piscinas-combustible-gastado-hay-alli-puede-pasar/417565.shtml>

[77] La Tribuna de Albacete (17/07/2012). Enresa paga 10.000 euros por hectárea por el terreno elegido para el ATC.

[78] Lanza (13/09/2014). La obra civil del ATC comenzará entre febrero y marzo de 2015 y continuará en septiembre.

[79] LA TRIBUNA (1/12/2014). El presidente de Foro Nuclear avisa de que “España necesita un ATC”.

[80] EPSocial (6/12/2014). Holanda ampliará en 2015 el almacén de residuos nucleares, idéntico al que se construirá en Holanda.

<http://www.europapress.es/epsocial/noticia-atc-holanda-ampliara-2015-almacen-residuos-nucleares-identico-construira-espana-20141116120800.html>

[81] DIARIO DE NAVARRA (28/07/2015). Villar de Cañas en Cuenca, acogerá el almacén nuclear.

[82] LA RAZÓN (30/07/2015). El frenazo al silo nuclear encarecería la luz un 30%.

[83] LA VERDAD (4/09/2015). Soria y Page, más lejos que nunca sobre el cementerio nuclear.

[84] Diario de Almería (13/11/2015). Polémica por la anulación del cementerio nuclear en Villar del Río.

[85] GUADANEWS.es (13/01/2016). Manuel Ondaro, nuevo director del desmantelamiento de la Central Nuclear de Zorita

<http://www.guadaneews.es/noticia/34962/guadalajara/manuel-ondaro-nuevo-director-del-desmantelamiento-de-la-central-nuclear-de-zorita.html>

[86] elPeriodicoextremadura (13/04/2016) Los municipios del entorno de Almaraz piden a la Junta que no se oponga al almacén temporal de residuos

http://www.elperiodicoextremadura.com/noticias/extremadura/municipios-entorno-almaraz-piden-junta-no-oponga-almacen-temporal-residuos_931408.html

[87] lainformación.com (10/09/2016). Comienza la construcción de dos nuevos reactores en Irán.

<http://www.foronuclear.org/es/sala-de-prensa/prensa-nuclear/hemeroteca/122547-rusia-construye-un-segundo-reactor-nuclear-en-iran>

[88] HERALDO (16/09/2016). China construirá al menos 60 reactores en la próxima década.

[89] Expansión (17/09/2016). La apuesta nuclear de Reino Unido.

[90] EL DIARIO MONTAÑES (28/09/2016). La Sociedad Nuclear pide alargar la vida útil de las centrales hasta los 60 años.

[91] Cadena Ser Toledo (22/12/2015). El TSJ respalda ampliar la protección de la Laguna del Hito.

http://cadenaser.com/emisora/2015/12/22/ser_toledo/1450806494_141393.html

[92] Cadena Ser Toledo (11/02/2016). La ZEPA de El Hito sigue adelante.

http://cadenaser.com/emisora/2016/02/10/ser_toledo/1455127734_356558.html

[93] Cadena Ser Toledo (26/02/2016). Alegaciones contra la ampliación de la protección ambiental en El Hito.

http://cadenaser.com/emisora/2016/02/26/ser_cuenca/1456511622_932153.html

[94] Cadena Ser Toledo (4/10/2016). Ampliada la ZEPA de El Hito hasta los terrenos del ATC de Villar de Cañas.

http://cadenaser.com/emisora/2016/10/04/ser_cuenca/1475585480_525477.html

[95] Cadena Ser Toledo (4/10/2016). “Ni cuatro ZEPAS van a paralizar la construcción del ATC”.

http://cadenaser.com/emisora/2016/10/04/ser_cuenca/1475600737_940935.html

[96] Cadena Ser Toledo (7/12/2016). Villar de Cañas recurre al TSJCM la decisión de la Junta de ampliar la ZEPA de El Hito que bloquearía el silo.

http://cadenaser.com/emisora/2016/12/07/ser_cuenca/1481124223_096526.html

[97] Cadena Ser Toledo (4/01/2017). El gobierno busca declarar el ATC de “interés general” para evitar la ZEPA.

http://cadenaser.com/emisora/2017/01/04/ser_cuenca/1483513692_966111.html

[98] Cadena Ser Toledo (18/01/2017). El Tribunal Supremo tumba los planes de García-Page para la paralización del ATC en Villar de Cañas.

http://cadenaser.com/emisora/2017/01/18/ser_toledo/1484752256_951990.html